

IV.- SEGURIDAD RADIOLOGICA EN LA INDUSTRIA, INVESTIGACION Y OTROS

CU016

UTILIZACION DEL METODO DEL ARBOL DESCRIPTIVO PARA LA ELABORACION DE UN PROGRAMA DE PROTECCION RADIOLOGICA.

Domenech Nieves, Haydée, Jova Sed, Luis A.
Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba.

En el trabajo se exponen los resultados obtenidos por el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones en la elaboración de su programa de protección radiológica con la utilización del método del árbol descriptivo. Con ayuda del árbol descriptivo fueron evaluados, entre otros aspectos: la organización de los servicios de protección radiológica, las medidas administrativas aplicadas, las características de los locales, los recursos disponibles y la documentación existente. Como resultado del análisis se delimitaron como componentes importantes del programa, entre otros: la documentación regulatoria y normativa; la existencia de un sistema automatizado de gestión de datos de protección radiológica; el contenido de la capacitación del personal en sus funciones específicas y en materia de protección radiológica, la obligatoriedad del personal de realizar una evaluación radiológica de todos los trabajos a ejecutar y la definición y establecimiento de confines de dosis para el personal y el público. La definición en detalle de los elementos del programa permitió distinguir las metas para su mantenimiento y perfeccionamiento.

The results obtained by the Cuban Center for Radiological Protection and Hygiene using an analytical tree technique to develop its general operational radiation protection programme are presented. By the application of this method some factors as the organization of the radiation protection services, the provision of administrative requirements, the existing general laboratories requirements, the viability of resources and the existing documentation was evaluated. Main components as complete normative and regulatory documentation; automatic radiological protection data management; scope of 'on-the-job' and radiological protection training for the personnel; previous radiological appraisal for the safety performance of the works and application of dose constraints for the personnel and the public were considered. The detailed development of the programme allowed to identify the basic goals to be achieved in its maintenance and review.

CU025

RADSHI: PROGRAMA DE CALCULO DE BLINDAJE PARA FUENTES DE DIFERENTES GEOMETRIAS

Gelen, A.⁽¹⁾, Alvarez, I.⁽¹⁾, López, H.⁽²⁾, Manso, M.⁽³⁾.
(1) Instituto Superior de Ciencias y Tecnología Nucleares
(2) Centro de Investigaciones Nucleares, Cuba
(3) Centro de Isótopos, Cuba

El trabajo describe un programa de computación escrito en lenguaje Pascal, para máquinas compatibles con la IBM. Este calcula el espesor de blindaje óptimo en forma

de placa plana para fuentes de diversas geometrías. Emplea el método del Kernel Puntual para la obtención de la densidad de flujo de radiación ionizante, tomando en consideración la posible autoabsorción en la fuente. Determina el valor de la tasa de Kerma en aire para radiación gamma y con el concepto de multiplicidad de debilitamiento obtiene el espesor de blindaje a través del Método de la longitud de atenuación equivalente considerando la dispersión y atenuación exponencial dentro del material de blindaje, el cual puede ser agua, hormigón, hierro y plomo. También efectúa el cálculo de blindaje para fuentes isotópicas puntuales de neutrones en parafina, agua y hormigón.

RADSHI describes a computer code written in Pascal language for IBM/PC. The program calculates the optimum thickness of slab shield for different geometries sources. It uses the Point Kernel Method for the obtention of the ionizing radiation flux density. The calculation takes into account the possibility of selfabsorption in the source. It determines the air kerma rate for gamma radiation and with the concept of attenuation rate through the equivalent attenuation length the shield thickness is obtained. The scattering and the exponential attenuation inside the shield material is considered in the program. The shield materials can be concrete, water, iron or lead. Besides it calculates the shield for point isotropic neutron source using as shield materials paraffin, concrete or water.

CU033

SISTEMA DOSSKIN PARA LA EVALUACION RADIOLOGICA DE LAS CONTAMINACIONES RADIATIVAS DE LA PIEL.

Néstor Cornejo Díaz.
Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba.

El trabajo muestra el procedimiento y la solución computacional del sistema Dosskin, diseñado para el cálculo de la dosis equivalente en la piel y el riesgo radiológico asociado a las contaminaciones de la misma con sustancias radiactivas.

Durante la realización de las evaluaciones se consideran los radionucleidos de la cadena de desintegración radiactiva del nucleido contaminante. Se tiene en cuenta además la posible retrodispersión de las partículas beta en el vestuario u otro cubrimiento de la piel. El programa facilita la estimación del tiempo máximo que debe demorar la descontaminación de la zona afectada a partir de una dosis equivalente esperada.

La comparación de los resultados obtenidos por el sistema Dosskin y por los métodos de diferentes autores, no han arrojado diferencias superiores al 30% de estos últimos.

This paper shows the conceptual procedure and computational features of the DOSSKIN code. This code assess in a very interactive way, skin equivalent doses and radiological risk associated to skin radioactive contaminations.

The assessment takes into account the contributions of contaminant daughter nuclides and backscatter of beta

particles in any skin cover. DOSSKIN also allows to estimate the maximum time needed for decontamination works using as input quantity the limit value of skin equivalent dose considered by users

The comparison of results obtained by the DOSSKIN code with those reported by different authors are showed. The differences of results are smaller than 30%.

BR077

A GUIDE TO COLLECT DATA FROM ABNORMAL EVENTS IN INDUSTRIAL RADIOGRAPHY

M.M. Martins*, F.C.A. Silva and L. Tauhata
Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD-CNEN)
Presently at LCR-UERJ, Rio de Janeiro, Brasil

The review of abnormal radiological events provides important information to evaluate the reasons of their cause. The IAEA and other international institutions have dedicated special attention to that subject, studying mainly radiological accidents where individuals from the public and workers were exposed. According to UNSCEAR, industrial radiography and other radiographic techniques are responsible for the greatest number of events with overexposure. This work is useful to Health Physicists and other professionals as a guide to extract the most important information concerning an abnormal event which occurs in industrial radiography. This Guide was used in 1992 in the Brazilian Nuclear Energy Commission (CNEN) information registration data base (1976-1992): 175 events were identified with a minimum number of information for analysis. The collected data is presented in one Annex.

Una revisión de los eventos radiológicos anormales da informaciones importantes para evaluar su causas. El OIEA y otras instituciones internacionales han dedicado atención especial a esta cuestión, estudiando principalmente los accidentes radiológicos donde individuos del público y trabajadores fueron expuestos a la radiación. De acuerdo con el UNSCEAR, la radiografía industrial y otras técnicas radiográficas son responsables por el mayor número de eventos con sobreexposiciones. Este trabajo sirve como una guía para los Supervisores de Radioprotección y otros profesionales para extraer las más importantes informaciones en relación a los eventos anormales que ocurren en la radiografía industrial. Esta Guía fué empleada en 1992 en la base de datos de registros (1976-1992) de la Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN) donde 175 eventos fueron identificados con un número mínimo de informaciones para el análisis. En el anexo se presenta la Guía de colección de datos empleada.

BR090

IMPACTO DEL MONITOREO DE LA CONTAMINACION INTERNA PARA SATISFACER LAS NORMAS NACIONALES E INTERNACIONALES

Gaburo, Janete C.G. y Sordi, Gian M.A.A.
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, Brasil

Después de una descripción de las instalaciones del Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, se realizó una evaluación de los datos obtenidos en el monitoreo personal de contaminación interna de

los trabajadores que fueron sometidos al control de posibles incorporaciones en el período de 1984 a 1994. Según los principios establecidos en las normas nacionales e internacionales, hay que velar que sea cumplida la recomendación que concierne a la minimización de las dosis de los trabajadores y que éstas no sobrepasen a la décima parte de los límites anuales. Cuando las dosis anuales de los trabajadores se encuentren abajo de los 3/10 de los límites anuales el monitoreo individual reglamentario podrá ser suspendido y se mantendrá solamente el monitoreo individual operacional. Como consecuencia, el concepto de área restringida será revisado, una vez que por la Publicación 26 de la CIPR, tendría solamente áreas supervisadas. De esta manera el nuevo concepto de área restringida, propuesto en la Publicación 60 de la CIPR será introducido, esto es, las áreas supervisadas y controladas serán clasificadas de acuerdo con las dosis potenciales previsibles y no más por las dosis reales. Cuando las dosis individuales de los trabajadores sean inferiores a 1/10 de los límites anuales, el monitoreo para el local de trabajo reglamentario podrá ser eliminado y se mantendrá solamente el monitoreo operacional. Se estudia las perspectivas de futuras prácticas que puedan desarrollarse en el laboratorio de dosimetría de contaminación interna del IPEN-CNEN/SP luego de la aplicación de recomendación de suprimir el monitoreo individual.

After a brief description of IPEN Facility, a assessment of the internal radiation dose received by workers, between 1984 and 1994 is given. The National and International Recommendations aims to reduce the doses of workers below 1/10 of annual limits. The routine monitoring should be eliminated if the individual annual dose is below 3/10 of the annual limits. In this case only the operational monitoring should be maintained. In principle, the concept of restricted area should be reviewed because, according to Publication 26 of ICRP, 1977, it should be a supervised area, instead. The new concept of restricted area recommended by the Publication 60, ICRP 1991, should be adjusted accordingly. Thus the classification used by the Commission - controlled areas and supervised areas will be with the foreseeable dose and no more with the actual doses. When the individual annual dose is kept below 1/10 the annual limits, the routine monitoring is not necessary, and only operational monitoring is needed. Finally, the future possible activities of the Individual Internal Dosimetry Laboratory at IPEN are discussed, after the elimination of individual monitoring.

BR093

VIGILANCIA RADIOLOGICA EN LAS APLICACIONES HECHAS POR UN CENTRO DE INVESTIGACION NUCLEAR

Sanchez Matías, P.; Sordi, Gian M.A.A.; Sahyun, Adelia; Rodrigues, Demerval L.; Romero F^a, Christovam R.
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, Sao Paulo, Brasil

Se analizan los sistemas de vigilancia y dosimetría utilizados en el Departamento de Aplicaciones Industriales y Servicios de Ingeniería, del Instituto de Investigaciones Energéticas y Nucleares, de la Comisión Nacional de Energía Nuclear - Sao Paulo (GE-IPEN-CNEN/SP), para comprobar el cumplimiento de las condiciones establecidas por el sistema de limitación de dosis introducido por las Directivas Básicas de Radioprotección. Se expone el criterio sobre la utilización de dosimetría individual para

quienes trabajan en éstas instalaciones. Para la dosimetría de la radiación externa, mediante el método de película, se ha asignado un nivel de 200uGy, valor que se atribuye al umbral significativo. para dosis entre aire debida a radiación electromagnética, la dosimetría TL de CaSO₄Dy tiene un umbral significativo trimestral de 101uGy. Se hace una simbiosis entre la dosimetría de área y la dosimetría personal con fines de optimización.

This paper analyze the monitoring and dosimetry systems employed at the Industrial Application and Engineering Services Department of the Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, belonging to the Brazilian Nuclear Energy Commission (GE-IPEN-CNEN/SP), to verify the compliance with the condition established by the dose system limitation and the Basic Radiation Protection Standards(1) In the paper are established the criteria on the use of individual dosimetry for persons working in these facilities. In the case of the external radiation dosimetry by film badge method, an level of 200uGy has been assigned, considering the detection significant threshold. For dose in air due to electromagnetic radiation using TL dosimetry of CaSO₄Dy a quarter year significant threshold is 101uGy. A symbioses between the workplace monitoring and the individual monitoring became necessary for optimization purpose.

BR110

PROPUESTA PARA ELABORACION DE UNA NORMA DE RADIOPROTECCION Y SEGURIDAD EN EL AREA DE MEDIDORES NUCLEARES

Josilto O.de Aquino, Pedro B. Teixeira; Luiz Antônio C de Souza
Instituto de Radioproteção e Dosimetria - Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro - Brasil

Debido a la inexistencia de una norma específica para el área, las exigencias impuestas a las instalaciones que utilizan medidores nucleares en la industria convencional no tiene en consideración la realidad de las mismas, puesto que, hay instalaciones con número variado de medidores de distintas calidad y intensidades de radiación.

Actualmente, en Brasil, hay cerca de 400 instalaciones que utilizan medidores nucleares en sus procesos industriales, totalizando aproximadamente 3000 fuentes radiactivas, de las cuales aproximadamente el 40% de estas instalaciones poseen profesionales de radioprotección certificados por la Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN).

Ante este hecho, se hace necesario una mayor uniformidad de las reglas y definición de parámetros a fin de que haya un control más efectivo y realista de estas instalaciones.

Para tal efecto, fué elaborado un Proyecto de Norma Específico para el área, donde son consideradas las grandes diferencias entre las realidades de las instalaciones, siendo creados varios niveles de exigencia para cada tipo de instalación.

The majority of impositions to the facilities that operate with nuclear gauges do not consider the actual necessities of each one in terms of quantities and types of gauges and intensities of radiation sources. This occurs mainly because of the absence of specific regulations for this industrial application.

Nowadays there are in Brazil around 400 facilities that use nuclear gauges in their industrial processes. The number of radiation sources used is greater than 3000. Only 40%

of this facilities have a health physics professional certified by the National Commission of Nuclear Energy (CNEN). This situation brings up the necessity of a better definition and uniformity of rules in order to obtain an effective control over this industrial practice. With this objective a regulation project specific to the nuclear gauges was written. This regulation takes into account the differences among the number of radiation sources, professionals, instruments, etc, with different levels of impositions and constraints.

BR111

ADAPTACION DE LA NORMA CNEN-NN 6.04 A LA REALIDAD DEL BRASIL, PARA OPERACIONES DE RADIOGRAFIA INDUSTRIAL EN AREAS HABITADAS O VIAS PUBLICAS.

Pedro B.Teixeira; Josilto O.de Aquino; Luiz Antonio C de Souza
Instituto de Radioproteção e Dosimetria - Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasil

El trabajo de radiografía industrial en instalaciones abiertas, en Brasil, debe ser ejecutado bajo la Norma CNEN-NN 6.04. La Norma establece que todo trabajo que involucra aparatos de radiografía industrial en áreas habitadas o vías públicas necesita de un plan específico de radioprotección aprobado por la CNEN por lo menos quince días antes de empezar el mismo.

Como la radiografía industrial necesita de acciones inmediatas, no siempre es posible a la instalación obtener la aprobación del plan a tiempo.

Además, la Norma no detalla lo que un plan específico de radioprotección debe contener, de tal manera que información importante frecuentemente es omitida en los planes remitidos a la CNEN, lo que es motivo de retraso en la emisión de las aprobaciones

Este artículo presenta las acciones correctivas y preventivas tomadas por la CNEN para optimizar los procedimientos de protección radiológica que involucran equipos de radiografía industrial en vías públicas y áreas habitadas y para superar dificultades burocráticas. También es presentado un plan patrón de protección radiológica.

The work with industrial radiographic that uses mobile equipment in Brazil must be in compliance with the National Commission of Nuclear Energy (CNEN) Regulation CNEN-NN 6.04. It states that every work that uses radiographic equipment in an occupied areas or public roads requires a specific radiation protection procedure. This procedure must be approved by the CNEN at least fifteen days before starting the job.

Because of industrial radiography jobs need immediate actions, it had not been possible to the users to get their licensing work in time. Additionally, the CNEN-NN 6.04 Regulation does not specify what type of information the procedure should contain, so that some important information had been often missed causing a delaying in the licensing procedures.

This work describes the corrective and preventive actions taken by the CNEN to optimize this kind of jobs and to overcome bureaucratic difficulties. A standard radiation protection procedure is also presented.

VE137

PROTOCOLO PARA EL MANTENIMIENTO DE DISPOSITIVOS BLINDANTES CORRESPONDIENTES A SISTEMAS DE MEDICION DE NIVEL

González, Edgar y Figuera, José
Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas
Servicio de Radiofísica Sanitaria, Venezuela

En las diversas empresas de Venezuela que utilizan medidores del nivel de llenado de grandes recipientes, fundamentados en la detección de la intensidad de radiación gamma transmitida a través de los mismos, no se realizan labores de mantenimiento al dispositivo blindante, contentivo de una fuente radiactiva sellada.

Esta falta de mantenimiento y la acción prolongada de agentes ambientales han posibilitado el deterioro de muchos de estos dispositivos y de sus partes componentes, ocasionando problemas de orden económico y de seguridad radiológica.

A fin de colaborar en la solución de los problemas antes señalados, especialmente en lo tocante a la exposición injustificada de trabajadores, el Servicio de Radiofísica Sanitaria del IVIC desarrolló un protocolo para llevar a cabo, en forma segura, el mantenimiento de los dispositivos blindantes antes aludidos. En este trabajo se presenta dicho protocolo a objeto de que el mismo sirva de guía para el mantenimiento preventivo y correctivo de los citados dispositivos.

In many venezuelan enterprises using radioactive level gauge in large container, no maintenance labor is performed in the source shielding and locking system. This lack of maintenance and the ambient long lasting action, have produced impairment of many devices and their parts given rise to economical and radiation protection problems. In order to help to solve the quoted problems, principally to reduce the unjustified dose to workers, the IVIC Health Physics Service, worked out a protocol to perform in a safe way, the maintenance of source shielding and its locking system. This protocol is presented in this paper.

VE138

LA SEGURIDAD RADIOLOGICA EN LA INDUSTRIA PETROLERA Y PETROQUIMICA DE VENEZUELA

César Romero Martínez,
Petróleos de Venezuela, S.A. (PDVSA), Venezuela

Un diagnóstico efectuado hace 5 años en Petróleos de Venezuela y sus empresas filiales (PDVSA), permitió determinar la existencia de unas 530 fuentes de radiaciones ionizantes, la mayoría de ellas de alto riesgo, y de aproximadamente unas 1.500 personas ocupacionalmente expuestas, tanto personal propio como contratado, en actividades de radiografía industrial, perfilaje y cementación de pozos petroleros.

Dicho diagnóstico permitió determinar, igualmente, la ocurrencia de muchos accidentes e incidentes no reportados, cuya severidad e importancia variaba desde la irradiación de los operarios, por mal manejo de los equipos, sobreexposición ocupacional hasta el extravío o hurto de fuentes. Todo ello producto del desconocimiento de la normativa de seguridad radiológica, por una parte, y por la otra, la pasividad de las autoridades gubernamentales autorizadas por la ley, para ejercer la vigilancia y controles correspondientes.

En vista de esta situación, en 1988, Petróleos de Venezuela establece la Guía de Seguridad para Trabajos con Radiaciones Ionizantes, en la que se dictan los lineamientos y se suministra la información y asesoría para realizar un trabajo

más seguro con las fuentes de radiaciones ionizantes, previniendo de esta manera las situaciones irregulares antes mencionados.

El trabajo a ser presentado tiene por objeto informar a nuestros colegas de los países hermanos, asistentes a este evento, los programas, prácticas y procedimientos que se han ido implantando de acuerdo a lo establecido en la Guía de PDVSA, para solucionar la situación de anarquía existente y mostrar los resultados que es posible obtener, cuando se planifica y ejecuta un programa viable de protección radiológica.

A diagnosis carried out five years ago, showed that, in Petroleos de Venezuela (PDVSA) and its affiliates, existed about 530 radioactive sources. Also, about 1.500 workers were occupationally exposed, during operations such as industrial radiography and wells logging.

The same study determined the occurrence of some non-reported accidents and incidents with overexposure to workers, specially contractors. Most of these problems were the result of the misapplication of the radiation protection practices, and, on the other hand, the disregarding of the governmental authorities in applying the regulatory standards.

In order to solve this situation, PDVSA settled the Safety Guide for Working with Ionizing Radiation, in which guidelines and technical advice are established to perform a safer work with radioactive elements. Also, a Radiological Protection Program was organized in all the company's operational areas.

The paper to be presented has the objective of informing to our colleagues met in this Conference, about the programs, practices and procedures implemented by PDVSA and its affiliates. Also, the results of applying this comprehensive Radiation Protection Program will be showed.

AR145

FACTORES DE TRANSMISION PARA NEUTRONES PROVENIENTES DE REACCIONES DE PRODUCCION DE RADIOISOTOPOS UTILIZADOS EN PET

Daniel G. Hernández y Juan A. Cruzate
Ente Nacional Regulador Nuclear, Argentina

En este trabajo se presentan los factores de transmisión de la dosis calculados para los neutrones producidos por las reacciones $0(p,n)F$ y $C(p,n)N$, cuando se emplea hormigón ordinario como material blindante. Estos factores de transmisión permiten simplificar significativamente los cálculos de los blindajes requeridos por los aceleradores de producción de radioisótopos para ser empleados en tomografía por emisión de positrones.

El espectro de los neutrones emitidos por las reacciones, en condiciones de blanco grueso, fue estimado empleando las secciones eficaces de reacción para blanco delgado, la pérdida de energía por unidad de camino recorrido por la partícula en el blanco y el balance energético de la reacción. Los factores de transmisión, para dichos espectros de neutrones, fueron calculados empleando el código de ordenadas discretas ANISN y los factores de conversión de fluencia a dosis equivalente efectiva de la publicación 51 de la ICRP.

The dose transmission factors for normal concrete and the neutrons produced in the $0(p,n)F$ and $C(p,n)N$ reactions are presented. These transmission factors allow to simplify the calculation of the necessary accelerator shielding, to be used in the radioisotope production for positron emission tomography.

The energy distributions of the neutrons resulting from the irradiation of thick targets, with 10 to 13 MeV protons, were determined using the thin target cross sections, the energy loss per path length and the energy balance of the reaction (Q-equation). The one dimensional discrete ordinates transport code ANISN and the conversion coefficients from fluence to dose, presented in the ICRP Publication 51, were used to obtain the transmission factors.

AR157

INTERVENCIÓN EN UN LABORATORIO CONVENCIONAL DE ANÁLISIS DE HIDRÓGENO PARA EL ESTUDIO DE MATERIAL IRRADIADO

Bruno, Norberto; Vicens, Hugo; Figueroa, Sergio
Comisión Nacional de Energía Atómica,
Gerencia de Área Investigación y Desarrollo,
Gerencia Tecnología del Combustible Nuclear,
Departamento Ingeniería de Plantas Químicas, Argentina

El objetivo de la práctica fue la determinación de hidrógeno, en un analizador de gases LECO, en materiales estructurales de los canales de refrigeración de la Central Nuclear Atucha I (CNA-I); fraccionados previamente en el Laboratorio para Ensayos de Post-Irradiación (LAPEP) en el Centro Atómico Ezeiza (C.A.E.).

El analizador LECO normalmente se utiliza para materiales no radiactivos y fue responsabilidad de este Departamento, adecuar tanto el laboratorio como el equipo en sí, con el fin de realizar estos estudios sobre materiales irradiados.

En el presente trabajo se describen las medidas preliminares adoptadas para reducir las dosis ocupacionales del personal y la contaminación del ambiente de trabajo; se detalla en forma somera la práctica, como así también, las medidas de entrenamiento del personal, los controles radiológicos realizados durante la intervención y las acciones implementadas para la descontaminación del analizador y del laboratorio, a fin de habilitarlo nuevamente para su funcionamiento rutinario.

The aim of the practice was the measurement of the Hydrogen concentration on structural material from the Central Nuclear Atucha I (CNA-I) cooling channels using a LECO gas analyser. Original samples were previously separated into fractions at the Laboratorio para Ensayos de Post-Irradiación (LAPEP), Centro Atómico Ezeiza.

In the present work we describe the practice and the preliminary conditioning of the laboratory and equipment so as to reduce the occupational dosis for personnel and the work area environment contamination. In addition the training activity for workers, the radiological control performed during intervention and the procedure followed to decontaminate LECO and the laboratory are summarized here.

PE217

ASPECTOS OPERACIONALES DEL CONTROL RADIOLOGICO EN EL FUNCIONAMIENTO DE LA PLANTA DE PROCESAMIENTO DE RADIOISOTOPOS (PPR)

Corahua, Andrés
Instituto Peruano de Energía Nuclear
Centro Nuclear "Racso", Perú

El presente trabajo, tiene como objetivo dar a conocer los

resultados obtenidos en los controles operacionales realizados por el Area de Radioprotección de la Planta de Producción de Radioisótopos durante el año 1,994 y compararlos con los límites establecidos por las normas que rigen las actividades relacionadas con las radiaciones ionizantes en el País (1).

En el contexto general de las actividades que se desarrollan en la PPR los controles que se realizan son los siguientes:

- a) Monitoraje de áreas
- b) Monitoraje de aire
- c) Monitoraje individual
- d) Monitoraje en el despacho de material radiactivo
- e) Monitoraje y control de evacuación de los desechos sólidos y líquidos.

El resultado obtenido en el presente trabajo nos permite afirmar que la dosis recibida por el personal ocupacionalmente expuesto está por debajo de lo permitido.

The present task has an objective giving to know the consequence obtained in the control operations carried by the radioprotection area of the radioisotopes plant production during 1994 and then it will compare which the established limits by the regulations of radiological radioproteccion

In the general intertexture of the activities wich are developed in the radioisotopes plant production, The carried out controls are:

- a) Area Monitoring
- b) Air Monitoring
- c) Individual Monitoring
- d) Monitoring in the Expedition of Radioactive Material
- e) Monitoring and Control in the Evacuation of Solid and Liquid Wastes.

The result obtained in the present job will let us to affirm that the received doses by the exposed occupationally staff are lower low than the allowed limits.

PE219

MEDIDAS DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLOGICA EN IRRADIADORES PANORÁMICOS DE FUENTE INTENSA Y DE ALMACENAMIENTO EN PISCINA.

Carlos Del Valle Odar.
Instituto Peruano de Energía Nuclear, IPEN, Perú.

El presente trabajo tiene como objetivo el de investigar y profundizar sobre las medidas de seguridad y protección radiológica que se deben tener en cuenta en el diseño y uso de irradiadores panorámicos de fuente con almacenamiento en húmedo ó piscina, pertenecientes a la categoría IV.

Existen una serie de irradiadores gamma correspondientes a esta categoría que son utilizados con una variedad de propósitos en la investigación, industria y otros campos; estos obedecen ha determinados diseños básicos en cuanto a su instalación, uso y mantenimiento. Es importante reunir criterios en base a normas internacionales, recomendaciones y experiencias prácticas recogidas en la operación de plantas similares, para establecer e implementar un programa de seguridad y protección radiológica que sirva como guía para la operación segura de este tipo de instalaciones. Se escogio el presente trabajo sobre la base de que nuestra instalación gamma, planta de irradiación multipropósito PIMU, en actual etapa de montaje corres-

ponde al tipo y categoría genérica ya enmarcada; lo que facilitaría el desarrollo programático que revele su segura operación para la obtención del licenciamiento correspondiente.

En este trabajo se enuncian las características genéricas de las plantas de este tipo, tanto como su descripción. Se examinan los dispositivos que conforman los sistemas de seguridad y control basados en su redundancia, diversidad e independencia.

Se describen también los requerimientos de diseño de las fuentes encapsuladas, del irradiador, del bastidor de la fuente, del sistema de transportación del producto, de los procedimientos de acceso, de los sistemas de seguridad, de la consola de control del irradiador, del cuarto de irradiación, de la piscina de almacenamiento del irradiador, del sistema de ventilación, para la protección en caso de incendio, para fallas de energía eléctrica, para los símbolos y señales de prevención.

Contiene alcances sobre la organización y responsabilidades a tener en cuenta en plantas de este tipo. Se ha elaborado un plan para su operación y mantenimiento, adjuntándose instrucciones y registros para tal fin.

El planteamiento de casos de emergencia y sus respectivas respuestas. El análisis de casos y causas que originan accidentes. Procedimientos de implementación e inspección regulatoria para el mejoramiento de la instalación entre otros.

This work has the purpose to research and deep about the security measurements and radiologic protection, that must take into account in the design and use of source panoramic irradiators with wet storage or pool, concerning to category IV.

There are Gamma irradiators, corresponding to this category, which are used with a variety of purpose in the investigation of industry and in other areas, these obey to determinated basic designs as for their installation, use and maintenance. Important is collect judgments based on international rules, recommendations and practice experience, gathered in similar plants operation to establish and to make use of a security program and radiologic protection in order to use it as a guide for a safe operations of these kind of facilities.

This work was choosen about the objeotive that our gamma facility, multipurpose irradiation plant PIMU, actually in assembly stage, related to the type and generic category already remarked on, what will make easy the sequency develop that reveal their safe operation to obtain the corresponding license.

In this work are announced the generic characteristics in plants of this kind, as well as their description. The devices are examined, which cumply the security and control systems, based on their redundancy, diversity and independence.

Likewise, its described the design requirements of the overcast sources, of irradiators, of source frame, of transporting system of product, of procedures access, of security system, of the irradiator shelf control, of irradiation room, of irradiation storage pool, of ventilation system, for the protection in case of fire, for electric energy failures, for the warning symbols and signs

Contains reaches about the organization and responsibilities to take into account in plants of this type. A detailed plan has been made for its operation and maintenance, enclosing instructions and registers for this reason.

The state emergency events and their respective answers. Analysis of cases and reasons that causes accidents. Realization and regular inspection procedures for the plant improvement between others.

PE220

MEDIOS Y MECANISMO SEGURIDAD Y PROTECCION RADIOLOGICA CONTEMPLADOS EN LA OPERACION DE LA PRIMERA PLANTA DE IRRADIACION SEMI-INDUSTRIAL EN EL PERU

Carlos Del Valle Odar

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú

El presente trabajo tiene por objetivo el plasmar en un documentos aspectos de seguridad y protección radiológica analizados en la operación rutinaria y de emergencia de nuestra primera instalación gamma de características semi industriales denominada, planta de irradiación multipropósito PIMU, la cual en la actualidad se encuentra en plena etapa de montaje.

Se describen todos sus requerimientos de diseño siguiendo una filosofía de seguridad rigurosa.

Esta planta de características y diseño ruso, está clasificada dentro de la categoría genérica IV para irradiadores panorámicos de almacenamiento en piscina. Inicialmente se participó y se sigue participando técnicamente en la optimización de su eficiencia productiva, en este trabajo, se pone de manifiesto el énfasis empleado para el desarrollo y complementación de todos sus sistemas de seguridad y control.

Este trabajo tiene en cuenta aspectos correspondientes a una operación segura de la instalación gamma, PIMU; sirviendo este referencialmente para la obtención del licenciamiento correspondiente. También dará a conocer todo lo referente a la planta, a operadores y supervisores de la misma.

Se indican todas las características, datos técnicos, ambientes y componentes en una sintética descripción; como la sala de irradiación, su acceso, sala de procesos, cabina de mando, sala de máquinas, almacenes de tránsito, el irradiador, el sistema de movimiento del irradiador, sistema de transporte de los productos, las jaulas coigantes, mecanismos de carga y descarga, plataforma retrodeslizante y sistema interlock a la entrada del laberinto, sistemas de monitoreaje y control automático - ACMS, entre otros.

Se especifica todo lo relacionado a la operación rutinaria y segura de la planta, dando a conocer posibles casos de emergencia y sus respectivas respuestas, analizando casos y causas de accidentes, así como a lo referente a la protección radiológica.

Se genera registros y documentos a ser empleados en la planta, se dan todos los lineamientos para el desarrollo de un buen mantenimiento preventivo y correctivo, observando toda clase de ajustes necesarios. Además se presenta una lista de los principales chequeos para la condición técnica de la planta.

This work has the purpose to show in a document all the security aspects and radiologic protection analized on regular operation and emergency of our first gamma facility of semi-industrial characteristics called: multipurpose irradiation plant PIMU, so actually is in complete assembly period.

I described all its design requirements following a philosophy of a strict security.

This plant of russian characteristics and design is classified within generic category IV for irradiators of their kind. Firstly we participated and keep on participating technically in the optimization of their productive efficiency, in this work, is manifested the emphasis used for the development

and complementation of every security and control systems. This work take into account every aspect related to a safety operation of the gamma's facility, PIMU, to be of use in reference in order to obtain the corresponding license. Likewise will bring to know all about the plant to the operators and supervisors of the same.

Are indicated all the characteristics, technical data, environment and components in a compress description; as the irradiation room, its access, procedure room, command cabin, machine room, storage of transit, the irradiator, moving irradiator system, transporting system of product, hanging cages, load and unload mechanisms, pushback-platform and interlock system in the entrance of the labyrinth, monitoring systems and automatic control - ACMS, beside others

Is specified, everything related to the regular and safety operation of whole plant, so all possible emergency cases will be know and their respective answers, analizing cases and causes of accidents, as well as reference to the program of radiologic protection.

Registers and document are produced to be usde at the plant, are giving all the alignment for the development of a goo warning and corrective maintenance, watching all the necessary adjustments. A list of the principal cheks of the technical condition of the plant.

BR258

OCCUPATIONAL CONTROL OF THE URANIUM MINE INDUSTRIAL FACILITY IN BRASIL

Neto, Carlos Antonio Nunes, Figueiredo, Nestor; Py Junior, Delcy de Azevedo; Torrico, Javier Marcondes
Industrias Nucleares Do Brasil S.A., Brasil

This Occupational Radiation Protection Plan applies to uranium ore mining and milling, for uranium concentrate production in form of ammonium diuranate (DUA), in 'Complexo Minerio-Industrial do Planalto de Poços de Caldas' - CIPC, at 'Caldas', county in the southwest of 'Minas Gerais' state. The objectives of this program are: to estimate exposure doses of workers, by applying dose calculation models, to control workplace conditions based on monitoring results changes studies and to minimize radiological risks, with available Radiation Protection resources optimization. The utilized techniques are: talks, area and individual monitoring, individual protection clothes and equipments use and application of proper conducts in the workplace, according to the Radiation Protection Norms.

Este plan de Proteccion Radiológica Ocupacional se aplica a la minería y fabricación, para la producción de Concentrados de Uranio en forma de Diuranato de Amonio (DUA), en el Complejo Minerio -Industrial de Planalto de Pozos de Caldas - CIPC; en "Caldas", ubicado en el Sur Oeste del Estado de Minas Gerais. Los objetivos de este programa son: estimar las dosis de exposición de los trabajadores, mediante la aplicación de modelos de cálculo de dosis; controlar las condiciones del lugar de trabajo en base a los resultados de monitoreo, estudios de variaciones y para minimizar los riesgos radiológicos, con la optimización de los recursos disponibles de Protección Radiológica. Las técnicas utilizadas son charlas, monitoreo individual y aplicación de conductas apropiadas en el lugar de trabajo de acuerdo a las Normas de Protección Radiológica.

BR259

TREATMENT OF OPERATIONAL MONITORING DATA

Delcy de Azevedo P. y Junior, Javier Marcondes Torrico,
Industrias Nucleares de Brasil S.A., Brasil

From effective doses calculation models, published in Norms and Regularory Guides, the specific dose conversion factors for different installations are used on monitoring data. The monitoring data are achieved from many individual parameters and, in the absense of these, area monitoring data are used.

With the objective of reducing occupational exposures, the results are evaluated in function of the pertinent norms. The measurements are analyzed also in function of the consistency of data obtained from former similar operations. The results are saved as individual dose historicals, with each worker annual dose from every work year. The other files are formed by: - determined operation individual doses, with per capita calculated; dose rates are achieved from individual monitoring data and the averages of each operational function (1) are calculated; - dose rates are also obtained by area monitoring, and each workplace mean is calculated. These averages are compared with the correspondent annual dose equivalent limit fraction, by using t student statistics. The analysis of variance is applied to individuals dose rates and to workplace dose rates in order to verify statistical differences among each operational function mean and among each workplace mean. When statistical difference occurs, the largest mean is compared to the remaining. The individual working time in a programmed operation is limited in order to avoid the predicted dose equivalent of twelve months do not exceed the established annual limit. When this limit is predicted to be exceeded the working time is re-programmed, with worker removing at the beginning of operation or before the end of operation, keeping prevision bellow the limit.

De los modelos de cálculo de dosis efectiva, publicados en normas y guías regulatorias, se usan los factores de conversión específica para diferentes instalaciones en los datos de monitoreo. Los datos de monitoreo se consiguen de varios parámetros individuales y, en la ausencia de éstos, se utilizan los datos de monitoreo de área. Con el objetivo de reducir las exposiciones ocupacionales, se evalúan los resultados en función de las normas pertinentes. Las mediciones son analizadas también en función de las normas pertinentes. Las mediciones son analizadas también en función a la consistencia de datos obtenidos como dosis históricas individuales en cada dosis anual del trabajador, de cada año de trabajo. Los otros archivos estan formados por:

-Dosis individuales de operación determinadas, calculadas "per cápita"; las tasas de dosis se consiguen de los datos de monitoreo individual y se calculan los promedios de cada función operacional; las tasas de dosis se obtienen también mediante el monitoreo de área, y se calcula cada media del lugar de trabajo. Estos promedios son comparados con la correspondiente fracción del límite de dosis equivalente anual, utilizando la función estadística de Student. Los análisis de varianza se aplican a las tasas de dosis individuales y a las tasas de dosis de los lugares de trabajo, con el fin de verificar ñas diferencias estadísticas entre cada media de función operacional, y entre cada media de lugar de trabajo individual dentro de una operación programada es limitada con el fin de evitar que la dosis equivalente prevista de 12 meses, no exceda

el límite anual establecido. Cuando se prevé que este límite va a ser excedido, se reprograma el tiempo de trabajo, removiendo al trabajador al inicio de la operación o antes del final de la operación, manteniendo siempre las previsiones debajo del límite.

V.- SEGURIDAD RADIOLOGICA EN INSTALACIONES NUCLEARES

CU011

EVOLUCION DE LOS ENFOQUES DE PROTECCION RADIOLOGICA EN EL EMPLAZAMIENTO, DISEÑO Y CONTRUCCION DE CENTRALES ELETRONUCLEARES EN CUBA

Rodríguez Rodríguez, J.M.

ENERGOPROYECTO-UNE Ministerio de la Industria Básica, Cuba

La Central Electronuclear (CEN) de Juraguá en la República de Cuba, actualmente en proceso de reinicio de su construcción por parte de una asociación económica multinacional en vías de negociación, ha tenido como Arquitecto-Ingeniero Principal al Instituto de Diseño de CEN de San Petersburgo, Rusia. Simultáneamente los especialistas de Protección Radiológica de ENERGOPROYECTO han participado activamente en el proceso de diseño e ingeniería de la central desde el inicio de los trabajos de selección de emplazamiento hasta la fecha, así como han actuado como contraparte de los especialistas rusos, responsables del diseño general de la central.

Además fueron ejecutados algunos trabajos adicionales en correspondencia con los requerimientos actuales de seguridad y con las mejores prácticas internacionales, los cuales se describen, también como otros trabajos en marcha o planificados.

The first nuclear station in Cuba NPP Juragua, at the present in analysis for the restart of construction, under a multinational economic association, had been as Main Architect/Engineer organization the Design Institute for Nuclear Power Stations of St. Petersburg (former LIAEP). Active participation of Cuban radiation protection specialists of Energoprojecto in the Juragua Project began in the beginning of the site selection works and continued in the design and construction stages up to date, and simultaneously our specialists have been acting as a counterpart of Soviet designers, responsible for the overall design of the station. Furthermore were performed some additional works in compliance with the latest safety requirements and the best international practices, which are described, as well as ongoing and planned works

BR063

MONITORACIONES DE AIRE INTERPRETADAS SEGÚN LAS RECOMENDACIONES VIGENTES DEL OIEA.

Silva, Teresinha de Moraes da & Sordi, Gian Maria A. A. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN/CNEN/S.P., Brasil

La filosofía adoptada hoy por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) resultó en un cambio de los conceptos de Radioprotección, entre ellos, los límites y la clasificación de áreas en relación a la filosofía anterior.

El objetivo de este trabajo es presentar las monitoraciones

del aire que se llevaron a cabo en etapas específicas del procesamiento químico de uranio natural en la Planta Piloto del IPEN/CNEN/S.P. donde cerca de 100 kilos de diuranato de sodio o amonio (DUS, DUA) en forma de polvo son transformados en UF_4 a cada operación.

El ciclo de operaciones comienza pesando esos 100 kilos de DUS o DUA que siguen para la etapa de disolución.

En las etapas siguientes el polvo de uranio natural está formado por óxidos de uranio UO_2 , U_3O_8 y tetrafluoruro de uranio UF_4 generando una cantidad casi igual a la original de 100 kilos por cada vez.

Para que se pueda apreciar las dosis incorporadas por los trabajadores comparando las concentraciones comprobadas en el lugar de trabajo con las dosis comprometidas efectivas por unidad de incorporación por inhalación se debe por ser un conocimiento seguro del tiempo de permanencia de los trabajadores en el sitio estudiado.

Con la nueva filosofía del OIEA en las áreas libres, satisfacen los niveles del público y las áreas restringidas están basadas en las dosis potenciales y no más en las dosis reales, esto es, la área controlada es determinada por la posibilidad de la aparición de los efectos biológicos determinantes en caso de accidente; y el área supervisada es determinada por el apareamiento únicamente de los efectos estocásticos en caso de accidente la clasificación de las áreas de instalación considerada en el presente trabajo se encuadran en 75% como áreas supervisadas, 25% en área controlada donde esa situación anormal caracteriza un accidente con dosis mayor que 1 Sv.

The policy adopted by International Atomic Energy Agency I. A. E. A. related to radioprotection concepts, as limits and the classification of areas were recently changed.

The objective of this work is to show the results of air monitoring performed in the chemical treatment facilities of the uranium concentrated (yellow-cake) until its conversion in uranium hexafluoride at the IPEN - CNEN - S.P. pilot plant.

At this plant we have about a hundred kilos of diuranate (DUA, DUS) in powder converted in UF_4 in a batch way.

The operational cycle begins with a weighting stage. After this there is the dissolution stage, a powder stage such as uranium oxide (UO_2 and U_3O_8) and finally UF_4 .

The paper compares the workplace concentration with the committed effective dose per intake unit via inhalation.

The evaluation of the workers intake depends on the knowledge of the actual time in the workplace.

The new workplace classification is free for levels below the public annual limits, supervised when the potential exposure are in the stochastic effects range and controlled area when the potential exposure are in the deterministic effects range.

In this new classification is shown in the paper that 75% of the workplace are in the facilities at the pilot plant are supervised area and 25% controlled area.

AR152

ANÁLISIS DE LAS DOSIS OCUPACIONALES EN INSTALACIONES RADIATIVAS Y NUCLEARES

Curti A. - Gomez Parada, I - Pardo, G. - Thomasz E

En este trabajo se presenta un análisis de las dosis ocupacionales correspondientes a las instalaciones nucleares y radiactiva más importantes de la República Argentina, para el período 1988 - 1994. Se excluyeron las áreas ligadas a la extracción y tratamiento del mineral de uranio, y las instalaciones destinadas a los usos médicos.

Las recomendaciones del ICRP 60, adoptadas en 1990, y puestas en vigencia en la República Argentina en el año 1994, mantienen los criterios básicos contenidos en el sistema de limitación de dosis, y recomiendan una reducción en los límites de dosis, que tendrá un fuerte impacto en las distribuciones de dosis individuales, principalmente para las prácticas cuyas dosis ocupacionales se aproximaban a los 50 mSv.

Se analizó, en particular, la información correspondiente a las centrales nucleares Atucha I y Embalse, a las plantas de producción de fuentes selladas y radioisótopos, a los reactores de investigación y a la planta de gestión de residuos radiactivos.

Se identificaron las dosis más altas en cada instalación y las tareas asociadas. Se analizó la evolución de las distribuciones de dosis en el tiempo y entre distintas instalaciones.

Se estimaron los parámetros representativos: dosis colectiva por unidad de práctica y dosis promedio.

Se concluye que no aparecen dificultades relevantes para el cumplimiento de los nuevos límites de dosis en las instalaciones analizadas, salvo en la CNA I, donde se están realizando importantes esfuerzos en la optimización de los procedimientos de protección radiológica, y en la disminución de la fuente de exposición mediante el cambio de los canales de los elementos combustibles por otros sin cobalto, a fin de disminuir las dosis ocupacionales.

Occupational doses were analyzed for the most important nuclear and radioactive facilities in Argentina, on the period 1988 - 1994. The areas associated with uranium mining and milling, and medical uses of radiation facilities were excluded from this analysis.

The ICRP Publication 60 recommendations, adopted in 1990, and enforced in Argentina in 1994, keep the basic criteria of dose limitation system and recommends a substantial reduction in the dose limits. The reduction in the dose limits will affect the individual dose distributions, principally in those installations with occupational doses close to 50 mSv.

It were analyzed occupational doses, principally in the following facilities: Atucha I and Embalse Nuclear Power Plants, Radioisotope production plants, Research reactors and Radiactive waste management plants. The highest doses were identified in each facility as well as the task associated with them. Trends in the individual dose distribution and collective and average doses were analyzed.

It is concluded that no relevant difficulties should appear in accomplishing with the Basic Standards for Radiological Safety, except for the Atucha I Nuclear Power Plant. In this NPP a significative effort for the optimization of radiological safety procedures in order to diminish the occupational doses, and a change of the fuel channels by new ones free of cobalt are been carried on.

ME 204

EXPOSICIONES OCUPACIONALES EN EL INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES EN EL PERIODO 1990 - 1994

En este trabajo se realiza un análisis de las dosis ocupacionales de los trabajadores del Instituto, con el fin de evaluar la efectividad de los programas y actividades de la vigilancia radiológica ocupacional que el Departamento de Protección radiológica ha implementado a fin de cumplir con el criterio ALARA. Se discute también la factibilidad de adoptar las recomendaciones sobre límites de dosis del ICRP 60.

ME223

VIGILANCIA RADIOLOGICA EN LA FABRICACION DE COMBUSTIBLE NUCLEAR EN MEXICO

J. García Aguilar, R. Reynoso Vallecillo, G. Delgado Avila

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, México

El objetivo del trabajo es presentar los resultados obtenidos en la aplicación del Programa de Seguridad Radiológica establecido para la Planta Piloto de Fabricación de Combustible Nuclear (PPFCN) en México, tales como los métodos de vigilancia, los criterios y normas de protección radiológica, control y registro de radiación así como la aplicación del criterio ALARA.

Durante el período de arranque de Abril de 1994 a Abril de 1995, en la PPFCN se fabricó un ensamble combustible nuclear de prueba y un ensamble nuclear para "quemado" en un reactor tipo BWR, las principales actividades del proceso incluyen: recepción de UO₂, sinterizado de pastillas de UO₂; rectificado; lavado y secado de pastilla de UO₂, carga de barras combustibles; pruebas de control de calidad; y ensamblado del elemento combustible.

Conceptualmente, desde el punto de vista de seguridad radiológica la PPFCN está dividida en dos grandes áreas controladas; manejo de fuente abierta (Zona de fabricación de pastillas) y manejo de fuente sellada (Zona de barras). El control establecido ha permitido corregir fallas y omisiones en las normas y operaciones de seguridad.

The objective of this report is to present the obtained results related to the application of the Radiological Safety Programme established at the Nuclear Fuel Fabrication Pilot Plant (NFFPEF) in México, such as: Surveillance methods, radiological protection criteria and regulations, radiation control and records and the application of ALARA recommendation.

During the starting period from April 1994 to April 1995 at the NFFPF were made two nuclear fuel Bundles a DUMMY and other to be burned up in a BWR the mainly process activitied are.

UO₂ powder receiving, powder pressing for the pellets formation, pellets grinding, cleaning and drying, loading into a rod, Quality Control testing, nuclear fuel bundles assembly

The NFFPF is divided in the unsealed source area (pellets manufacturing Plant) a sealed source area (rods fabrication plant)

The control followed have helped to detect fails and improve the safety programme and operation