

VI.- GESTION DE RESIDUOS RADIOACTIVOS

CU 012

ASPECTOS DE INGENIERIA PARA EL INCREMENTO DE LA CAPACIDAD DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO EN LAS INSTALACIONES DE PISCINAS DE LA CEN DE JURAGUA

Rodríguez Rodríguez J.M.
Energo Proyecto - UNE
Ministerio de Industria Básica, Cuba

Desde 1993 se inició un programa de evaluación ingeniera de las soluciones técnicas para el almacenamiento de combustible nuclear irradiado (CNI) en la Central Electronuclear (CEN) de Juraguá.

Dentro de este programa, se trabaja con el fin de precisar la factibilidad de incremento de las capacidades de almacenamiento de CNI en las facilidades de piscinas existentes, mediante el uso de estanterías (racks) compactas envenenadas, en lugar de las estanterías abiertas del diseño original (método conocido por su denominación inglesa "reracking"). Uno de los objetivos fundamentales del programa es, que las soluciones factibles puedan ser aplicadas durante el completamiento de la construcción de la CEN, antes del inicio de la operación de la misma.

La primera etapa del programa para el período 1994-1995, es un Estudio de Factibilidad (EF) actualmente en fase de terminación. En este Estudio de Factibilidad se examinan las posibilidades, en condiciones de almacenamiento compacto, de la Piscina de Recarga (PR) en la Unidad No.1 y en la Piscina de Almacenamiento Prolongado (PAP) ubicada en el Edificio Especial. Se describen los detalles técnicos del EF con los resultados alcanzados y las dificultades confrontadas.

Since 1993 was launched a technical program in the Spent Fuel Storage area of Nuclear Power Plant Juragua

Such a program intends to carry out an engineering assessment of the possibility of increasing the spent fuel storage capacity in pool storage facilities by using of high density racks (reracking) instead of the original (non-compact) designed racks.

The target of the above-mentioned program is to evaluate possible solutions applicable to the construction works prior to plant operation.

The first stage of the program for the 1994-95 period is an ongoing Engineering-Economic Feasibility Study (EEFS), which endeavors to examine the capabilities of the Reloading Pool in Unit 1 Reactor Building and Long-term Storage Pool in Auxiliary Building in high density storage conditions. Technical details of the EEFS and reached results and difficulties are described.

CU032

DESECHOS RADIOACTIVOS: UNA PROPUESTA DE CLASIFICACION

Domenech N. Haydee, Garcia L. Nivardo, Hernandez S. Alejandro
Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba.

Basados en los datos sobre la cantidad y composición de los desechos almacenados y generados y a partir del sistema

actual de clasificación del OIEA, en el trabajo se evalúan, en las condiciones de Cuba, las concentraciones de actividad que pudieran servir como límites para establecer las distintas categorías de desechos. Se propone un límite de 10 TBq/m³ para diferenciar los desechos líquidos de Bajo y Medio Nivel de los de Alto Nivel, cuando se trata de desechos de vida media corta (menor que 30 años) y de 5 TBq/m³ cuando se trata de desechos de vida media larga (mayor que 30 años). Para los desechos sólidos los valores que se proponen son de un orden inferior. Teniendo en cuenta las cantidades reducidas de desechos que se generan y para facilitar las operaciones de segregación, recolección y evacuación, se propone incluir una subclasificación de los desechos líquidos de bajo nivel en tres clases que se diferencian por sus niveles de actividad en dependencia de que puedan ser evacuados directamente o que deban ser almacenados por períodos de hasta decenas de años. En calidad de límite inferior para la clasificación, mientras no se establezcan otros niveles de exención, se enfatiza la utilidad de adoptar la fracción de ALI_{mn} calculada en el trabajo para cada radionucleido, siempre y cuando la actividad total de una descarga o bulto de desechos evacuado no sea superior a 10 MBq o 100 MBq cuando se trate de la actividad integrada o total en un año.

On the basis of the quantities and the characteristics of the stored radioactive wastes in Cuba and the IAEA system of wastes classification, the concentration activities that would be used as limits for those categories are evaluated. This approach suggest a limit of 10 TBq/m³ for short lived liquid wastes of Low and Intermediate Level (below 30 years) and 5 TBq/m³ for long lived liquid wastes (above 30 years). For solid wastes the suggested limits are ten times lower. Taking into account the small quantities of arising wastes and to make easy its segregation, collection and disposal, a low level waste subclassification in three new categories, whether or not they may be direct discharged, is suggested. As lower classification limit, while not specific exemption levels are established in the country, the use of an ALI_{mn} fraction is emphasized, meanwhile the total discharged activity will be no great than 10 MBq or 100 MBq when the discharge occurs over the whole year

GU061

SITUACION ACTUAL DE LA GESTION DE LOS DESECHOS RADIOACTIVOS EN GUATEMALA

Gómez Ordoñez de Leal, P.
Dirección General de Energía Nuclear, Guatemala

La industria nuclear debido a su propio desarrollo, a las investigaciones que se llevan a cabo y a las aplicaciones que se han ido incrementando con los años da como resultado generación de desechos radiactivos. El uso generalizado de radiaciones ionizantes en diversas ramas principalmente en Medicina hace imprescindible la existencia de normas de vigilancia radiológica y control de desechos radiactivos que

garantice que la exposición a las radiaciones y el manejo de los desechos por parte del personal ocupacionalmente expuesto se mantenga dentro de los límites establecidos. La gestión de los desechos en general ha cobrado mayor importancia en los últimos años debido a que el hombre ha comprendido que la actitud irresponsable del pasado ante el problema que los desechos representan esta poniendo en peligro a la humanidad.

En Guatemala, se utiliza material radiactivo y equipos generadores de radiaciones ionizantes en la MEDICINA (Radiodiagnóstico y Radioterapia), INDUSTRIA (Radiografía Industrial, Medidores de Nivel, Esterilización de la Mosca del Mediterráneo) e INVESTIGACION (Salud, Industria y Agricultura) lo cual además de contribuir a la salud de la población y al desarrollo económico y social del país, representa un riesgo potencial para la salud, los bienes y el medio ambiente de los habitantes de la República.

Sin embargo, la DIRECCION GENERAL DE ENERGIA NUCLEAR es el organismo encargado de velar por el correcto y normal funcionamiento de toda actividad atómica y/o nuclear que exista en el país, por lo que regula las autorizaciones a contruir, funcionar, cerrar temporal o definitivamente instalaciones radiactivas o equipos generadores de radiaciones ionizantes u otras actividades, como por ejemplo: instalar, operar, irradiar, producir, usar, manipular, aplicar, transportar, comercializar, importar, exportar tratar y desechar sustancias radiactivas o equipos generadores de radiaciones ionizantes

El contenido de éste trabajo enfoca la situación actual de la gestión de los desechos radiactivos en Guatemala, desde el punto de vista de los radionucleidos que son Licenciados y su forma de eliminación una vez que son considerados como desechos radiactivos

The Dirección General de Energía Nuclear (DGEN) is faculted by the "Law for Control. Use and Application of Radioisotopes and Ionizing Radiations" (Nuclear Law, Decreto No. 11-86) to act as the competent authority in representation of the Guatemalan Government in order to regulate the correct application of radiation safety standards

In December 1992 was emitted the "Standard for Licensing of Radioisotopes and Ionizing Radiations" (Acuerdo Gubernativo No. 989-92) where different types of licenses that the DGEN grants are established, according to conditions and requirements that radiological installations must comply. Equipment emitting radiations and radiation workers that operate it are also included.

Until August 25 1994 DGEN has emitted 112 licenses authorizing use of radioactive material in several areas of medicine, industry and research. Once licensed radiation sources are for final disposal they are managed as follows: In Medical Area: The radioactive sources of Co-60, Cs-137, Sr-90 return to the manufacturer, according to the policy that DGEN has applied. The Ra-226 radiation sources, are being stored in a safe place, while the repository is finished where it will be immobilized in a concrete matrix.

The solid wastes contaminated with I-131, I-125, Tc-99m and H-3 are collected and stored in decay storage installation. The H-3 liquid wastes are collected separately for its treatment in industry, Research, and Teaching areas. Radiactive sources like Ir-192, Am-241, Sr-90, Am-Ba are returned to

the manufacturer or conditioned inside interim storage installations in the Centro Para Almacenamiento de Desechos Radiactivos. (CENDRA).

In some cases, exemption criteria is applied to reference sources and only a registrer control is carried out.

Solid and Liquid wastes in Guatemala area a small quantity, all management of these waste is done only with DGEN's written authorization, furthermore the Government of Guatemala is implementing recommendations from WAMAP missions. That's why CENDRA has a low activity repository for storage of medium and low level waste and for short half-lives. A repository for spent radiation sources and for Ra-226 needles, while they are treated and an immobilisation area for radiation sources inside immobilisation matrix.

The DGEN belongs to The Ministry of Energy and Mines, that is working jointly with other ministries to assure the adequate management of radioactive waste in the country.

BR109

SEPARACIÓN DEL ELEMENTO ÍTRIO, DEL DESHECHO XENOTIMA, DE PITINGA (BRASIL), PARA OBTENCIÓN DE LOS ELEMENTOS DE LAS TIERRAS RARAS

Ana Cristina de Melo Ferreira; João Alfredo Medeiros*
Comisión Nacional de Energía Nuclear / Instituto de Radioprotección y Dosimetría

* Comisión Nacional de Energía Nuclear/EN/UFRJ - Ilha do Fundão - RJ , Brasil

La Xenotima (YPO_4 y elementos de las tierras raras) encontrada en la mina de Pitinga, estado del Amazonas, Brasil, es originaria de un depósito primario (del tipo elúvio) de casiterita, conteniendo cantidades apreciables de zirconita, ilmenita, topázio y neobatos-tantalatos. Esta Xenotima posee características distintas en relación a los depósitos existentes en otros países por presentar mayor concentración de óxidos de tierras raras pesados. La minería de esta casiterita es problemática en función del alto grado de elementos radiactivos. En este trabajo iremos a procesar solamente la Xenotima. La separación de los elementos de las tierras raras es bastante difícil debido a la gran semejanza química entre ellos. Sin embargo para una determinación mas exacta es necesario que estén separados por lo menos de los macro constituyentes de la muestra. Siendo el ítrio considerado uno de los elementos de las tierras raras exactamente por la semejanza química, se puede entender la dificultad de una separación química, principalmente cuando este es también un macro constituyente de la muestra, como es el caso de la xenotima. El proceso de separación será basado en la pequeña diferencia existente entre las constantes del complejo con el fluorato.

The xenotime (YPO_4 and rare earth elements) found in the mine of Pitinga, Amazonas State, Brazil, has its origin in a primal depositary ("elúvio" kind) of cassiterite, having considerable quantities of zirconite, ilmenite, topázio and neobatos-tantalatos. This xenotime has distinct characteristics in relation of the depositaries that exist of those in other countries for presenting more concentration of rare earth heavy oxides. The mineralization of this cassiterite is problematic because of the high level of radioactive elements. In the present work, we will process only the xenotime. The separation of rare earth elements

is very difficult because of their great chemical similarity. For a more exact determination, it is necessary that they are separated at least of the macron constituents of the sample. As the yttrium is considered one of the rare earth elements because exactly of its chemical similarity, we can understand the difficulty of a chemical separation, mainly when this one is also a macron constituent of the sample, as in the case of xenotime. The process of separation will be based on the little difference that exists among the constants of complexation with the fluoride.

BR125

SIMPLIFIED ANALYTICAL MODEL FOR RADIONUCLIDE TRANSPORT SIMULATION IN THE GEOSPHERE

Goro Hiromoto

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brazil

Para hallar las dosis off-site que pueden ocurrir después de finalizadas las operaciones de almacenamiento de desechos radioactivos de baja actividad, se está desarrollando, en IPEN, una metodología global de análisis de seguridad radiológica. Este trabajo describe un modelo para los términos fuente y muestra los resultados obtenidos en el programa NSARS. La liberación de los radionucleidos de los desechos almacenados es calculada usando un modelo cinético de primera orden y el transporte, a través del medio abajo de los desechos, es determinado usando un método analítico para resolver la ecuación de transporte de masas. Los resultados obtenidos utilizando esta metodología también son comparadas con los resultados obtenidos por otros participantes del programa NSARS.

In order to evaluate postclosure off-site doses from a low-level radioactive waste disposal facilities, an integrated safety assessment methodology has been under development at Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. This paper describes the source-term modelling approach adopted in this system and presents the results obtained in the IAEA NSARS "The Safety Assessment of Near-surface Radioactive Waste Disposal Facilities" programme for models intercomparison studies. The radionuclides released from the waste is calculated using a model based on simple first order kinetics and the transport through porous media below the waste is determined using an analytical solution of the mass transport equation. Also, the methodology and results obtained in this work is compared with those reported by others participants of the NSARS programme.

AR167

ESTUDIO DE INCERTIDUMBRES, SENSIBILIDAD E IMPORTANCIAS SOBRE EL CÓDIGO SEDA¹

Jorge Barón, Adriana Caruso, Humberto Vinante
Ente Nacional Regulador Nuclear y Centro de Estudios de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería Universidad Nacional de Cuyo, Argentina

El objetivo del presente trabajo es la estimación de la Incertidumbre asociada a los resultados del código SEDA (Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes) en función de los datos de entrada y parámetros del mismo.

El código SEDA ha sido desarrollado por la Comisión Nacional de Energía Atómica para la estimación de dosis en emergencias en las proximidades de las Centrales Nucleares de Atucha y Embalse. El usuario debe alimentar al código mediante datos meteorológicos, términos fuente y datos propios del accidente (tiempos involucrados, altura de emisión, contenido termico, etc.). Está pensado para ser utilizado durante la emergencia en sí, y brindar de manera rápida resultados que posibiliten la toma de medidas.

Con este trabajo se pretende cuantificar la incertidumbre en los resultados del código SEDA. Esta incertidumbre está asociada a los datos que ingresa el usuario y a los modelos propios del código, que tienen parámetros inciertos.

El método utilizado ha consistido en la caracterización estadística de los parámetros de interés, asignándoles distribuciones de probabilidad adecuadas. Estas distribuciones han sido muestreadas mediante el Muestreo por Hipercubo Latino, que es una técnica de Montecarlo estratificada multivariable.

El código ha sido ejecutado con cada una de las muestras generadas y finalmente se ha obtenido la muestra de resultados. Estos resultados han sido caracterizados desde el punto de vista estadístico (obteniendo su media, valor más probable, distribución, etc.) para varias distancias de interés. Finalmente, se han utilizado las técnicas de Coeficientes de Correlación Parcial y de Coeficientes de Regresión Estándar para obtener la Importancia relativa de cada parámetro de entrada y la Sensibilidad del código a las variaciones de los mismos. Las medidas de Importancia y Sensibilidad se han obtenido para varias distancias y distintos casos de estabilidad atmosférica, pudiendo apreciar sus variaciones.

El trabajo ha permitido ganar confianza en los resultados del código y asociarles la Incertidumbre propia del modelo, de manera de conocer en qué rangos pueden variar los resultados en un caso real. Asimismo, ha permitido identificar aquellos parámetros más críticos desde el punto de vista de su contribución a la incertidumbre en los resultados.

¹ Proyecto financiado por la Comisión Nacional de Energía Atómica.

The objective of this work is the estimation of the uncertainty on the results of the SEDA Code (Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes) as a function of the input data and the parameters it has.

The SEDA code has been developed by the Comisión Nacional de Energía Atómica for the estimation of doses during emergencies in the vicinity of Atucha and Embalse nuclear power plants. The user should feed the code with meteorological data, source terms and accident data (timing involved, release height, thermal content of the release, etc.). It is designed to be used during the emergency, and to bring fast results, allowing for the decision making process.

The uncertainty in the results of the SEDA code is quantified in the present job. This uncertainty is associated both with the data the user inputs to the code, and with the uncertain parameters of the code own models.

The method used consisted in the statistical characterization of the parameters and variables, assigning adequate probability distributions to them. These distributions have been sampled with the Latin Hypercube Sampling method, which is a stratified, multi-variable Montecarlo technique.

The code has been run for each of the samples and finally a sample of the results has been obtained. These results have been characterized from the statistical point of view (obtaining their mean, most probable value, distribution shape, etc.) for several distances from the source.

Finally, the Partial Correlation Coefficients and Standard

Regression Coefficients techniques have been used, to obtain the relative Importance of each input variable, and the Sensitivity of the code to its variations. The measures of Importance and Sensitivity have been obtained for several distances from the source and various cases of atmospheric stability, making comparisons possible.

This work has brought confidence on the results of the code, and the association of their uncertainty to them, as a way to know between which limits the results can vary in a real case. Besides, it has made possible the identification of those parameters which are the most critical from the point of view of their contribution to the results uncertainty

AR170

MIGRACION DEL RADIONUCLEIDO I-131 A TRAVES DE UNA MATRIZ POROSA ARCILLOSA

M.S. Hamlat

Centro de Radioproteccion Et Surete, Argelia

Este papel presenta el comportamiento físico y químico del radionucleido I-131 a través de una matriz porosa arcillosa. El estudio de interés fue evaluado por una prueba de trazador I-131 en una columna de laboratorio rellena del material poroso.

Las actividades recuperadas del perfil de la columna fueron medidas por conteo Gamma con un detector de tipo pozo NaI(Tl). La curva de paso de agua marcada observada fue analizada utilizando la ecuación de transporte de masa unidimensional. La solución sirvió para interpretar los datos experimentales obtenidos por el radiotrazador.

Los valores de parámetros obtenidos de I-131 se acercan de los calculados por el modelo. Sin embargo, el uso de I-131 como trazador en estudios hidrogeológicos puntuales queda satisfecho.

This paper describes the chemical and physical behavior of the radiotracer I-131 through a porous matrix. The study was evaluated using the laboratory column containing porous soils.

The collected activities have been measured by gamma counting with NaI(Tl) detector.

The observed break through curves has been analyzed using the one dimension mass transport equation. The solution was utilized to interpret the obtaining experimental data.

The experimental values of I-131, are in agreement with those calculated by the model.

However, the utilisation of (I-131) in the punctual hydrogeological studies is satisfying.

UR194

EXPERIENCIA ADQUIRIDA Y FUTURAS ACTIVIDADES EN LA GESTION DE DESECHOS RADIACTIVOS

Oswaldo Montañez, Daniel Blanco

Centro de Investigaciones Nucleares. Facultad de Ciencias, Universidad de la República, Uruguay

En este trabajo se describe el origen y las características de los desechos radiactivos generados en el Centro de Investigaciones Nucleares, así como de aquellos provenientes de las aplicaciones de los radioisótopos de distintas institucio-

nes externas. Se detallan los procedimientos utilizados en el manejo de estos desechos y las próximas acciones a llevar a cabo para solucionar los problemas específicos de su gestión.

El Centro de Investigaciones Nucleares es una institución universitaria que cuenta con numerosas facilidades de investigación en distintas aplicaciones de los radioisótopos como en Medicina, Biología, Industria, Agronomía, Radioquímica y además fue donde funcionó el reactor de investigación de 10 kw que actualmente está siendo decomisionado.

Debido a la infraestructura existente en este Centro es que corrientemente se ha hecho cargo de la gestión de los desechos generados en otras instituciones, pero en la actualidad la capacidad se ha visto superada por lo que se puso en marcha un programa para encarar este tema.

El programa para la gestión de los desechos radiactivos ha comenzado por la capacitación de personal en cursos de formación y el apoyo de expertos del Organismo Internacional de Energía Atómica prosiguiendo con el registro de las fuentes de radiación selladas (SRS), utilizando para ello la base de datos computarizada para fuentes gastadas desarrollado por el mismo Organismo.

El organismo reglamentador del país está realizando estudios para el establecimiento de una política nacional referente al tratamiento y evacuación de desechos.

ME0197

MANUAL PARA EL MANEJO DE LOS DESECHOS RADIACTIVOS GENERADOS EN HOSPITALES, CENTROS DE INVESTIGACION Y ENSEÑANZA.

Luis Felipe Villaseñor Navarro, Mario Mejía López.

Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. Gerencia de Seguridad Radiológica.

Este manual reúne la experiencia adquirida en el manejo y disposición de los desechos radiactivos generados en la preparación y aplicación de material radiactivo. Aunque el contenido no es tan amplio se ha intentado suministrar la información y guías necesarias para el manejo adecuado de los mismos.

El objetivo de este trabajo es delinear los principios y fundamentos para el establecimiento de un programa de minimización, segregación y almacenamiento temporal de los desechos radiactivos, con la finalidad de reducir su generación, la exposición del personal y el impacto al ambiente

This manual collects the experience on the disposal and management of the wastes produced in the preparation and application of radioactive material. Although, the content is not so ample, the authors have tried to provide the necessary guidelines and adequate information for the management of the wastes produced in hospital, and research and education centers

The objective of this work is to describe the basis and principles for the establishment of a minimization program, a segregation program and an interim waste storage, with the purpose of reducing the generation of wastes, personal exposure and the environmental impact.

ME202

DETERMINACION DEL COEFICIENTE DE DISTRIBUCION ENTRE SUELO Y CESIO-137

Samuel Tejeda V, Maximiliano Hernández P.
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Centro Nuclear Dr. Nabor Carrillo, México

La interacción de un radionúclido con el suelo se puede representar usando el coeficiente de distribución (Kd), que se define como la concentración de soluto en una fase absorbente dividida por la concentración del soluto en solución, es decir, que el valor de Kd de un radionúclido representa la partición del soluto, entre el sólido y la solución. El propósito de este trabajo fue determinar el coeficiente de distribución de cesio-137 (Cs-137) en suelo superficial del Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos de México (CADER). El experimento se realizó usando un método estático, en el que a una muestra de suelo se le adicionó una solución de Cs-137 con una actividad de aproximadamente 100 Bq. Los resultados obtenidos de Kd para Cs-137, van desde 144 hasta 660 ml/g. Adicionalmente se determinaron otros parámetros fisicoquímicos como pH, densidad, acidez intercambiable y granulometría.

The measurement of distribution coefficient of Cs-137 is currently performed by batch method between radioisotope solution and which was collected from the Mexican Disposal Site, near the town of Maquixco, in the state of Mexico. The Kd values were obtained in activity concentration of Cs-137 of 100 Bq.

The solution is shaken for seven days at 25°C when the maximum amount of radionuclide is absorbed by the soil. The radionuclide in solution is measured by gamma spectrometry.

The results obtained from batch method show that the distribution coefficients were from 144 to 660 ml/g for fine soil particles.

This work is currently done as part of the site characterization studies for the disposal of low level radwaste.

PE213

EVALUACION DE CEMENTOS NACIONALES PARA EL ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS

M. Mallaupoma*, A. Soriano, G. Rodríguez; W. Cruz
Centro Nuclear RACSO
Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú

En el presente trabajo se muestra los estudios preliminares de investigación desarrollados para implementar la técnica de acondicionamiento de residuos líquidos por cementación. En primer lugar se analizaron los diferentes tipos de cementos que se venden en forma comercial en el Perú. Se presentan los resultados de las pruebas realizadas con el tipo de cemento denominado comercialmente "Atlas". En la primera etapa la mayor parte de las pruebas fueron realizadas en frío; es decir, sin utilizar material radiactivo. Los parámetros analizados fueron la densidad, porosidad, tiempo de fraguado y la resistencia mecánica. Se utilizaron probetas de geometría cilíndrica (48 mm de diámetro y 48 mm de altura) y prismáticas (40 x 40 x 160 mm). En el presente documento se presentan los resultados obtenidos de las pruebas realizadas.

In this paper is described the preliminary research studies developed to implement the liquid radioactive waste conditioning by cementation. First of all is analyzed different kind of commercial cements in Peru. In the first step all

analysis were made without the use of radioactive material. The analyzed parameters were density, porosity, setting time and mechanical strength of a cement type called "Atlas". It was used samples of two geometries. One of them was a cylindrical samples (48 mm diameter and 48 mm height) and the another one was prismatic sample (40 x 40 x 160 mm). The results of the different kind of analysis are presented in this paper.

PE 214

INVENTARIO, GESTION DE FUENTES RADIATIVAS EN DESUSO

Rodríguez, C.; Genaro, Mallaupoma; G. Mario*; Cruz*, Ch., Walter
Instituto Peruano de Energía Nuclear IPEN, Perú

El trabajo titulado "INVENTARIO, GESTION DE FUENTES RADIATIVAS SELLADAS EN DESUSO", está referido a un aspecto de la Gestión de Residuos Radiactivos, es decir a las fuentes selladas utilizadas en la industria, medicina, e investigación que al haber cubierto su vida útil, o decaído su actividad por debajo de los rangos de aplicación, es considerado por el usuario de necesidad, su retiro a las instalaciones de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos del Centro Nuclear "RACSO", tal cual es la reglamentación de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN), del Perú.

La experiencia ganada por el IPEN en la Gestión de tales fuentes, se destaca en la Tabla, que informa del tipo de radionucleido, actividad y volumen acumulado en años. En el Centro Nuclear se tiene un almacenamiento 63 fuentes selladas y se vienen tomando las medidas adecuadas para el acondicionamiento por cementación en cilindros de 200 litros reforzado en acero, y apropiado para su transporte y almacenamiento.

Un Diagrama de flujo, contempla las etapas que permiten proceder a resolver, la inconveniencia por parte de los usuarios nacionales, de poseer fuentes en desuso radiactivas, que pueden ocasionar potenciales riesgos a la seguridad pública, cuando precisamente se trata de minimizar y aislar toda posibilidad de efectos nocivos.

A partir del acuerdo entre el usuario e IPEN, una sistemática coordinación se desprende, desde su inicio, verificando información para la caracterización de la fuente, modalidad del transporte y acondicionamiento a realizar, donde no escapa la comprensión los aspectos de costos involucrados que en algunos casos se constituye en un obstáculo para la gestión.

This technical report about "Radioactive Sealed Sources Inventory and Management", it related to the management of radioactive wastes, that is, to sealed sources used in industry, medicine or research jobs that are not more in use, cause of cover their life time or the activity has decayed to not useful limits, so it is necessary to move them to the Management of Radioactive Wastes Plant, in the "RACSO" Nuclear Center, as is specified in the duties from the peruvian National Sources, Authority Technical Office (OTAN).

The practice obtained for IPEN in the sealed sources management, is show in the Table, what inform type of radionuclide, activity and amount volume in years in the "RACSO" Nuclear Center are stored 63 sealed sources and the conditioning by concrete in 200 lt cylinders is being prepared with steel reinforcement and properly storage and transportation.

A flow chart show the steps that the national users should pass through, in order to manage radioactive sources not in

use, so the risks to public safety involved are minimized. Beginning on the user-managers agreement, a systematic coordination is developed, verifying the information related to the characteristics of the source, the transportation way and the future conditioning to be developed. Here it's also involved the costs aspects, that in some cases represent a big problem in the management. ()*

PE215

**PREPARACION Y OPTIMIZACION DEL
FOSFOMOLIBDATO DE AMONIO (FMA)
(NH₄)₃ PMo₁₂ O₄₀**

Cruz, Ch., Mallaupoma, M.; Rodríguez G.
Area de Gestión de Residuos Radiactivos
Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú

Tomando en consideración la filosofía de Seguridad Radiológica, se identificaron los residuos radiactivos líquidos de baja y mediana actividad, que se producirán en el Centro Nuclear "RACSO", y que en su composición podrían tener presente al Cs-137, por lo cual podría haber un riesgo considerable si son dispuestos directamente en un terreno superficial, sin previo tratamiento. En ese sentido se ha optado por aislarlo, efectuando un tratamiento químico ya que el Cs-137 tiene un período de semidesintegración de aproximadamente 30 años. En este caso resulta ser importante lograr la separación utilizando diferentes reactivos químicos, donde uno de ellos es el Fosfomolibdatos de Amonio (FMA), por lo cual se ha desarrollado el presente trabajo, en donde se indica el método de la preparación y optimización del FMA, donde el criterio principal que rige los ensayos químicos para el tratamiento de residuos radiactivos líquidos es lograr la máxima descontaminación, concentrando la mayor parte de la radiactividad en el menor volumen posible.

Taking in account the philosophy of radiological security, it was identified the characteristics of low and medium level liquid radwaste produced in the Nuclear Research Center "RACSO" In the composition of liquid wastes could be present Cs-137 radionuclide is important for radiosanitary consideration. Its half life is 30 years. In the radioactive waste management it's possible to separate Cs-137 by using a chemical treatment. One of the used chemical reagents is ammonium phosphomolybdate (FMA). In this paper it's shown the preparation method and production optimization of FMA in the laboratory scale for its use as an economical reagent in the separation of Cs-137 radionuclide. The objective is to get the higher decontamination factor and reducing the volume containing the higher activity of the Cs-137 radionuclide.

VII.- TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO

BR091

CALCULO DE BLINDAJE OPTIMIZADO PARA EL TRANSPORTE DE ^{131}I UTILIZADO EN MEDICINA NUCLEAR

Sahyun, Adelia; Sordi, Gian M.A.A.; Rodrigues, Demerval L.; Sanches, Matias P; Romero Filho, Christovam R.
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-
CNEN/SP, São Paulo SP, Brasil

Este trabajo tiene como objeto la presentación de las bases para el cálculo de espesor de blindaje aplicables a las diversas situaciones reales que se puedan presentar en el transporte de ^{131}I utilizado en medicina nuclear, tanto para fines de diagnóstico como terapéutico. El cálculo fue hecho para optimizar los blindajes a fin de satisfacer el transporte de material radiactivo, de modo que estos sean directamente aplicados con las cantidades que se trabajan actualmente, y fue propuesto para actividades estimadas de un mínimo de 1,85 GBq (50 mCi), 3,7 GBq (100 mCi) y 7,4 GBq (200 mCi), teniendo en cuenta como grupo crítico los participantes del transporte y, para efecto de dosis colectiva, el público general. La población involucrada y su densidad es aquella atribuida a la ciudad de São Paulo, una vez que el transporte se realiza a través de la ciudad, puesto que el material radiactivo es distribuido desde el sector oeste hasta el sector norte o sur, donde se encuentran los aeropuertos de la ciudad, en un perímetro de alrededor de 40 km. Para el cálculo de la dosis colectiva fue considerada una dosis en la población, cuyo valor no es superior a la centésima parte del límite anual para el público. Nuestras inquietudes están relacionadas con el volumen muy grande de material radiactivo que es transportado por semana, principalmente porque 1/3 del volumen transportado presenta actividades del orden de 3,7 GBq (100 mCi). Durante el cálculo observamos que la actividad en el momento del transporte es cerca de 40% mayor que la actividad en la fecha de calibración. En lo que respecta a la discrepancia entre el valor alfa aplicable del orden de US\$ 10000/Sv-persona que es el valor oficial y US\$ 3000/Sv-persona que es el valor real⁽²⁾ para el país, fue hecho un estudio de comparación de los resultados en relación a su variación.

The purpose of this paper is to present the basis for shielding calculations used in the different situations that will be occur during the transport of ^{131}I utilized in nuclear medicine for diagnostic and therapeutic uses. The objective of this calculation is shielding optimization to satisfy the transport of radioactive material. These calculations were proposed for estimated activities around 1,85 GBq (50 mCi), 3,7 GBq (100 mCi) and 7,4 GBq (200 mCi), considered the driver of the cargo company and his assistant as the critical group and the general people considered as effect of collective dose. The population density considered in the model is the one related to São Paulo city, because the transport is done by the highways across the city and the radioactive material is distributed from west zone to north and south zone where we can find the airports. This area ranges a perimeter of 40 km. For the collective dose calculation, it was considered a population dose of less than 1/100 of annual limit dose for the public. Our main worry is related to the large volume of

radioactive material that is transported for week, specially because 1/3 of this material has activities around 3,7GBq (100 mCi). During the calculations we have figured out that the activities at the moment of the transport are nearly 40% greater than that one related to the calibration date. Related to the discrepancy between the official alpha value of US\$10000/man-Sv and the real value for our country of US\$3000/man-Sv, it was doing a comparative study.