

IX.- NORMAS Y REGLAMENTOS

GU058

PROCEDIMIENTO PARA EL REGISTRO DE LICENCIAMIENTO A USUARIOS DE MATERIAL RADIATIVO EN FORMA DE FUENTES NO SELLADAS EN LA CIUDAD DE GUATEMALA

Mildred Jiménez de Mendoza
Dirección General de Energía Nuclear, Guatemala

En la República de Guatemala hasta el año de 1986 no existía Ley o reglamentos que regularan el uso de material radiactivo, por tal motivo se creó la Ley para el Control, Uso y Aplicación de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes (Ley Nuclear Decreto 11-86) en la cual se designó a nombre del Gobierno a la Dirección General de Energía Nuclear (DGEN) Dependencia del Ministerio de Energía y Minas como la Autoridad Competente. Para la adecuada aplicación de la Ley Nuclear se elaboró el Reglamento de Licencias en Materia de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes.

Por tal motivo la Sección de Protección Radiológica como parte de la DGEN a través del área de "Fuentes No Selladas" ha elaborado el presente trabajo con el fin de contribuir en el control de todas las actividades que involucren riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes. Con la información obtenida se determinó que en Guatemala los radionucleidos más empleados en forma de Fuentes no selladas son: Iodo-125 (I-125), Iodo-131 (I-131), Tecnecio-99m (Tc-99m), Fósforo-32 (P-32) y Trítio (H-3).

De acuerdo al registro elaborado, a la fecha se han emitido las siguientes Licencias: 40 de Operadores de Fuentes No selladas, 5 de Instalación, 3 Importación, 3 de Distribución, Venta o Transferencia y 3 de Transporte, haciendo un total de 54 Licencias.

In the Republic of Guatemala until the year 1986 no law or Regulations which could regulate the use of radioactive material existed, for this reason the law for Control, Use and Application of Radioisotopes and Ionizing Radiation (Nuclear Law-Government Decree 11-86) was created, law which assigns the Dirección General de Energía Nuclear, dependence of the Ministry of Energy and Mines as the Competent Authority

For the adequate application of the Nuclear Law, the License Regulation of Radioisotopes and Ionizing Radiation was elaborated

After collecting all the necessary information previously was determined that the radionuclides that are used in Guatemala are: Iodine-125 (I-125), Iodine-131 (I-131), Technetium-99m (Tc-99m), Phosphorus-32 (P-32) and Tritium (H-3).

According to the records, up to now the following licenses have been emitted: 40 Operator, 3 Importation, 3 Distribution, Sales or Transference 3 Transport and 5 Installation; a total of 54 Licenses in the non-sealed sources area

GU059

NORMA SOBRE REQUERIMIENTOS TECNICO-ADMINISTRATIVOS PARA SERVICIOS DE DOSIMETRIA PERSONAL

Jorge Arturo Guillén
Dirección General de Energía Nuclear, Guatemala

En la Publicación No 26 (1977), la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) introdujo la cantidad dosimétrica, denominada la dosis equivalente efectiva, H_E , para determinar el riesgo de radiación al individuo por efectos estocásticos

En la Publicación 60 (1991) la ICRP modificó esta cantidad y cambió su nombre a dosis efectiva, E. La cantidad dosis equivalente efectiva, la cual es la dosis limitante en las nuevas Normas Básicas de Seguridad requiere del conocimiento de un número de órganos especificados y no especificados del cuerpo lo cual es imposible de medir. Este problema fue planteado por la Comisión Internacional de Unidades Radiológicas (ICRU) en el Reporte ICRU 39 recomendando cantidades operacionales para monitoreo individual (la dosis equivalente individual, penetrante y dosis equivalente superficial), diseñadas para dar un estimado razonable de la dosis equivalente efectiva.

Esta aproximación también se aplicará, en el futuro, a la dosis efectiva. Desde entonces la ICRU ha publicado dos reportes posteriores en soporte de estas cantidades. El primero, el Reporte 43 establece los conceptos básicos, el Reporte 47 establece las condiciones sobre el diseño de dosímetros e instrumentos para medir las cantidades operacionales y, sobre la forma en que estos dispositivos deben ser calibrados y caracterizados.

Este documento esta dirigido a servir de guía para las personas que operan servicios de monitoreo individual, para los responsables de programas de monitoreo individual y para los responsables de la formulación de legislación en este campo los conceptos básicos sobre las cantidades a ser medidas, los requerimientos de dosímetros personales, la caracterización de dosímetros y mantenimiento de registros dosimétricos son discutidos a fin de servir de norma técnica para la autorización de servicios de dosimetría personal.

In Publication 26 (1977), The International Commission on Radiation Protection (ICRP) introduced a new dosimetric quantity, named the effective dose equivalent, H_E , to assess the radiation risk to the individual for stochastic effects. In Publication 60 (1991) ICRP modified this quantity and changed its name to effective dose, E. The quantity effective dose equivalent which is the dose limiting quantity in the current Basic Safety Standards requires a knowledge of the dose equivalent in a number of specified and unspecified organs of the body and as such is impossible to measure. To overcome this problem the International Commission of Radiological Units (ICRU) in Report 39 (1985) recommended operational quantities for individual monitoring (the individual dose equivalent, penetrating, and superficial equivalent dose), designed to give a reasonable estimate of effective dose equivalent. This approach will also apply, in future, to the quantity effective dose. ICRU have since published two further reports in support of these quantities. The first, Report 43 gives the background information behind their formulation and Report 47 gives information on the design of dosimeters and instruments to measure operational quantities and on the way these devices should be calibrated and type tested.

These new quantities may require changes to be made to some current dosimeter designs. to the methods of dose evaluation and dosimeter type testing.

This document is intended to provide guidance for those operating individual monitoring services, for those responsible for individual monitoring programmes, and for those responsible for the formulation of legislation in this field. The basic concepts about quantities to be measured, requirements of dosimeters, type testing and record maintenance are discussed, in order to provide reference for licensing personnel monitoring services.

BR070

CONSIDERACIONES ACERCA DE INDICADORES EN PROTECCION RADIOLOGICA COMO SUBSIDIO A LA REGULACIÓN

Tilly, J.R. G. and Schmidt, M.F.S.
Health Secretary of Paraná State / DVP/SPR, Brasil

La protección radiológica es, debido su naturaleza multidisciplinaria, muy fragmentada en la aplicación de sus principios por parte de los profesionales envueltos. Las más diversas especialidades médicas obtienen preciosos beneficios como resultado de aplicaciones de las radiaciones ionizantes, sean terapéicas, diagnósticas o en la pesquisa. Los físicos e ingenieros, expertos en mediciones y tecnologías, se desdoblan en busca de perfeccionamientos y nuevas aplicaciones. Cabe a los participantes en la utilización de radiaciones ionizantes cuantificar de manera válida las implicaciones resultantes de estas aplicaciones.

El radiodiagnóstico médico es consagrado como la aplicación que más contribuye para las dosis de la población, debido a su uso grandemente diseminado. A fin de determinar la situación existente en algún momento, se necesitan índices que reflejen esta situación, en programas de control de calidad en algún departamento de radiología en particular, o para orientar políticas estatales de control. Estos índices deben ser la expresión de alguna grandeza relevante, deben reproducirse independientemente de quien o donde surjan, deben también ser sensibles a las mudanzas ocurridas, pero solamente en el parámetro que se mide.

Las cantidades que poseen estas propiedades, en el radiodiagnóstico, son muchas y la sistematización de la información en torno de ellas es algo que puede contribuir mucho a la uniformización de la práctica de protección radiológica.

En este trabajo se demuestra la validez de algunos indicadores, de acuerdo con el enfoque de la OMS, en vista de ser muchas las necesidades de basamento en las diversas prácticas y tipos de normalización requeridas por la protección radiológica.

Son ejemplos de estos indicadores : cantidad de películas por habitantes; número de equipamientos por ciudad; dosis; número de trabajadores monitorados

Muchas son las posibilidades de obtención de estas cantidades, por ejemplo, censo poblacional, registros de los servicios de salud, medidas directas o formularios de declaración adecuados, en vista de ser muchas las indicaciones necesarias para basar los diversos tipos de normalización requeridos por la protección radiológica.

The radiological protection is, due to its multidisciplinary

nature, very fragmented in the application of its principles by professionals involved. The most diversified medical fields are obtaining precious benefits out of the application of ionising radiation, in therapy, diagnostic or in the research. The physicist, engineer, experts in technology and measurement, multiply themselves in the search for new applications and perfection. Its up to the one's involved in the utilization of ionising radiation, to validly quantify the implications of its application.

The medical radiodiagnostic has been consecrate as the application that contribute the most for the populational doses due to his disseminated use. To be able to find out at any moment, the existing situation, we need indexes that reflect this situation. In quality control programs in any particular radiologic department, or to orientate the state control politics. This index should represent a relevant amount, not depending of who or from were it came out, and must be sensible to the changes occurred, but only under the parameter measured.

The quality possessed by its proprieties, in the radiodiagnostic are many and to systematize the information around it, its something that can contribute a lot to the uniformization of the radiological protection practice.

In this work we demonstrate the validity of some indicators, according to the OMS focus, due to the many basic necessities in the many practices and kinds of regulations required by the radiological protection.

This are indicators samples:

- Film quantity for habitants
- Equipment quantity by cities
- Dose
- Number of monitored workers

Many are the possibilities of obtaining this numbers, for example, population census, register of health services, direct measures or adequate declaration formulary, due to the many necessary indications to meet the many kinds of rules required by the radiological protection.

BR092

PROPUESTA DEL ARBOL DE PORFÍRIO DESDE EL PUNTO DE VISTA DE LA REGLAMENTACION Y PROTECCION RADIOLOGICA

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

El presente trabajo formula una propuesta del árbol de Porfirio para los temas de protección radiológica abordables en los controles reglamentadores. En un diagrama de bloques compuesto de tres cuadros fueron colocados todos los tópicos que deberían ser abordados en los controles reglamentadores. En el primer cuadro fueron colocados los tópicos de protección radiológica de carácter general, en un total de seis. Los dos cuadros restantes quedan presos al primero formando de esta forma un triangulo. En el segundo cuadro fueron colocados los tópicos referentes a la protección de los trabajadores, tanto en situaciones normales de trabajo como en situaciones anormales, y en el tercer cuadro los tópicos referentes a la protección del público y de su medio ambiente,

también, en situación normal de trabajo de la instalación y en situación anormal, inclusive envolviendo accidentes. No fue montado un cuadro referente a las irradiaciones médicas porque este tipo de irradiación no compete a la Comisión Nacional de Energía Nuclear brasileña, CNEN, y sí al Ministério de Salud. Para cada tópico fueron discutidos los temas de protección radiológica que deberían ser abordados dentro de su contexto.

This paper presents a proposal for the Porphyry tree directed to the radiological problems covered by the normative organisms. All this topics are presented in a flow chart composed of three pictures. The first picture shows the radiological protection general topics, in a number of six. The two other pictures are linked to the first one forming the three pictures a triangle. In the second picture there are the topics related to the workers protection, as in normal as in abnormal working conditions, and in the third picture the topics related to the protection of the public and its environment, also in normal and abnormal working conditions of the facilities including accidental conditions. We have not includes any picture related to the medical exposure because this kind of exposure does not concerns to Brazilian Nuclear Energy Commission, but to the Ministry of Health. Inside of each topic it was discussed the subject to be developed

CH177
PROCESO DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES¹ O RADIATIVAS DE LA COMISION CHILENA DE ENERGIA NUCLEAR

Jaime Riesle Wetherby*
 Comisión Chilena de Energía Nuclear, Chile

La Comisión Chilena de Energía Nuclear juega, respecto de sus propias instalaciones nucleares o radiactivas, el doble papel de usuario y de autoridad licenciante; ésto ha determinado la necesidad de establecer claramente las responsabilidades de los explotadores de instalaciones de los evaluadores de seguridad, que representan la función fiscalizadora. Un básico llamado a la economía de medios, por otra parte, aconseja que algunas de las funciones correspondientes al explotador sean asumidas por la autoridad competente, en particular, las que exigen un conocimiento especializado en materias de seguridad nuclear o radiológica.

El presente trabajo define la metodología de licenciamiento en base a actividades bien definidas, programables y controlables bajo la forma de Proyectos. Para cada actividad se establecen las tareas y se definen las responsabilidades correspondientes a las partes involucradas.

The Chilean Nuclear Energy Commission plays, in connection with its own nuclear or radioactive facilities, the double role of operator and regulatory body; this has determined the need to establish, distinctly, the responsibilities of both operators and safety assessors. A basic call to the economy of means, in the other hand, makes advisable that some of the tasks corresponding to the operator be made by the regulatory body, in particular, those that require a specialized knowledge on nuclear or radiological safety

This paper defines the licencing methodology, based on well defined activities, susceptible of being scheduled and managed in the form of projects. Tasks and responsibilities corresponding to each involved part, i.e. operators and safety assessors, are defined for each project activity.

UR178

LEGISLACION, NORMAS Y REGLAMENTOS EN PROTECCION RADIOLOGICA EN LOS PAISES MIEMBROS DEL MERCOSUR. ARGENTINA, BRASIL, PARAGUAY Y URUGUAY.

Diva E Puig,
 Dirección Nacional de Tecnología Nuclear, Uruguay

Situación de la ciencia y la tecnología nuclear en los países miembros del MERCOSUR. Energía nuclear. Centrales nucleares. Marco legislativo y reglamentario. II. LEGISLACION EN PROTECCION RADIOLOGICA: Leyes. Reglamentos. Códigos de práctica. Objetivos a. contribuir al desarrollo de la energía nuclear en el país. b. proveer las bases reguladoras que aseguren una razonable seguridad de que las instalaciones nucleares y radiactivas sean construidas y operadas sin riesgo indebido. c. asegurar a terceras partes en la eventualidad de un accidente o incidente nuclear. III. PROGRAMAS NUCLEARES Breve estudio de los programas nucleares en la región. IV. AUTORIDAD REGULATORIA. Características de la autoridad regulatoria en los países miembros del Tratado. Objeto. Atribuciones. Autonomía. Las funciones reglamentarias y de control, de promoción y desarrollo. Comisiones Nacionales de Energía Atómica. V. LA PROTECCION RADIOLOGICA, LA NUCLEAR, LA SALUD Y LA PROTECCION AL MEDIO AMBIENTE. Estudio de la normativa de estos países. Aplicaciones en Medicina, Industria, Investigación. Objetivos y campo de aplicación. Medidas. Principios básicos. Límites autorizados. Límites ocupacionales. Límites para individuos del público. Condiciones de trabajo. Clases. Autorizaciones y licencias. Obligaciones básicas. Control de trabajadores. Vigilancia física. Exposición del público. Exposición accidental. Responsabilidad por la seguridad radiológica y nuclear. Régimen de sanciones. VI. EL TRANSPORTE SIN RIESGO DE MATERIALES RADIATIVOS. Principios recogidos en la región. VII. LA RESPONSABILIDAD CIVIL POR DAÑOS NUCLEARES Y LA COBERTURA ECONOMICA EN CASO DE ACCIDENTE NUCLEAR. Régimen previsto.

Situation of the nuclear science and technology in the countries members of the MERCOSUR. Nuclear Energy. Nuclear Centrals. Legislative and regulative frame. II. RADIATION PROTECTION LEGISLATION. Regulations. Practice's Codes. Objectives: a. To contribute to the development of the nuclear energy in the country b. To provide the regulating basis for a reasonable security that the nuclear and radioactive installations are built and operated without undue risk c. To secure to third parties in the contingency of a nuclear accidents or incident. III. NUCLEAR PROGRAMMES. A brief study of the nuclear programmes in the region. IV. REGULATOR AUTHORITY. Characteristics of the regulator authority in the countries members of the Treaty Purposes. Atributions. Autonomy. The regulation, control, promotion and development functions. Atomic Energy National Commissions. V. NUCLEAR AND RADIATION PROTECTION THE HEALTH AND ENVIRONMENT PROTECTION. Study of the legislation in these countries. Applications in Medicine, Industry, Research. Objectives and field of application Measures. Basic principles Authorized limits: occupationed limits- limits for the public Work conditions Classes Authorizations and licences Basic obligations. Control of workers Physic vigilance. The public exposition Accidental exposition. Responsibility for radiologi-

cal and nuclear security. Regime of sanctions. VI. THE RADIOACTIVE MATERIALS TRANSPORT WITHOUT RISK. VII. THE CIVIL RESPONSIBILITY FOR NUCLEAR DAMAGE AND THE ECONOMIC COVER IN CASE OF NUCLEAR ACCIDENT. The foreseen regime.

ME190

ELABORACION DE NORMAS OFICIALES MEXICANAS SOBRE SEGURIDAD RADIOLOGICA EN MEDICINA

Gilberto Orcasas Aguirre
CNSNS, México

En el presente trabajo se describe el proceso aplicado a la elaboración de normas técnicas o normas oficiales mexicanas en general, y en particular al desarrollo de las partes que integran una norma específica del área de medicina; en especial la parte de los requisitos de seguridad radiológica de la misma; también se indican los fundamentos legales que dan origen a las tareas de las dependencias oficiales que tienen la obligación de elaborar normas que van a complementar las autorizaciones sobre el uso de material radiactivo y fuentes generadoras de radiación ionizante de las instalaciones establecidas en el país. Se destaca el hecho de que las normas servirán de apoyo a las tareas de homologación de los procesos que se aplican en las áreas de seguridad nuclear y radiológica en México con las que se realizan en otros países

This paper describes the process of how official mexican standards have been done, in particular about the use of radioactive material in medicine and how radiation protection requirements were established. Besides this paper includes the information about how government departments have to do standards on radiological and nuclear protection and the regulation upon which is based.

AR156

PROCESO DE ELABORACION DE NORMAS REGULATORIAS

García, Horacio A.
Ente Nacional Regulador Nuclear - Argentina

Las Normas Regulatorias constituyen documentos fundamentales que utilizan los organismos regulatorios para llevar adelante el proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, y la autorización de las aplicaciones medicas e industriales de los materiales radiactivos.

Mediante dichos documentos, el organismo regulador establece las "reglas de juego" a las que va a tener que ajustarse el solicitante de una licencia, para obtener la autorización para operar en forma segura una determinada instalación, es decir que las normas regulatorias rigen la interacción entre el organismo regulador y la organización solicitante de la licencia, durante todas las etapas del proceso de licenciamiento.

Teniendo en cuenta lo antes mencionado, reviste fundamental importancia que el contenido de estos documentos regulatorios sea claramente interpretado por el usuario y que los requisitos que se establecen sean razonablemente aplicables, dado que una norma que no contemple estos conceptos hará muy difícil su cumplimiento y por ende el control que realiza el organismo regulador

El presente trabajo describe el procedimiento adoptado en

los últimos años por la Autoridad Regulatoria Argentina para la elaboración de las normas regulatorias y describe también las etapas que conforman el mismo.

Dichas etapas se pueden resumir en:

- * Decisión de elaborar un documento y contenido.
- * Reunión de antecedentes y formación de un grupo de preparación del proyecto.
- * Determinación del alcance y contenido
- * Designación de un Comité de Revisión
- * Consulta a la asesoría legal.
- * Consulta a usuarios.
- * Versión final.
- * Aprobación para su aplicación.

Finalmente se vuelca en el trabajo la experiencia adquirida, los documentos que fueron elaborados, revisados y aprobados bajo esta metodología de trabajo y las ventajas de este proceso de elaboración de normas regulatorias.

CH176

METODOLOGIA DE ANALISIS DE SEGURIDAD PARA INSTALACIONES RADIATIVAS EXISTENTES

Hugo A. Briso
Comisión Chilena de Energía Nuclear. Chile

Es relativamente frecuente en nuestro medio que algunas instalaciones radiactivas se encuentran en plena operación, a pesar que su nivel de seguridad, por diversos motivos, no ha sido nunca evaluado. En este contexto, la expresión instalaciones radiactivas incluye las dependencias y los equipos o dispositivos destinados a la producción, fabricación, tratamiento, manipulación, almacenamiento o utilización de materiales radiactivos o equipos generadores de radiaciones ionizantes (1).

El presente trabajo corresponde a las bases conceptuales de una proposición de norma, destinada a regularizar tales situaciones. Con dicho objetivo, se establece los lineamientos metodológicos básicos para analizar la seguridad de instalaciones radiactivas existentes. Se enumeran los documentos preceptivos esenciales para la evaluación, las pruebas de sistemas que permitan complementarlos y la secuencia lógica a seguir en el desarrollo de la evaluación.

El método propuesto puede también ser utilizado para instalaciones que requieren ser evaluadas a la luz de los nuevos estándares de seguridad.

Adicionalmente, mediante algunas adaptaciones simples, el método descrito puede hacerse aplicable al análisis de seguridad de instalaciones nuevas.

Owing to several reasons, it's quite frequent that some operating radioactive facilities have never been assessed from a safety point of view. In this context, the expression radioactive facilities includes buildings, equipment and devices related to production, fabrication, handling, storage or utilization of radioactive material or electrical generators of ionizing radiation.

This paper presents the conceptual basis of a standard proposition devoted to regularize those situations. Consequently, a basic method to assess the safety of operating radioactive facilities is proposed. In this way, the necessary preceptive documentation and the complementary system tests are identified, also the logical sequence to achieve the assessment is described.

The proposed method may also be utilized for reassessing facilities, with the goal of performing the new safety standards. Additionally, it can be applied with very simple adaptations to assess the safety level of new radio active facilities.

ME203

DESARROLLO DE NORMAS Y REGLAMENTOS EN MATERIA NUCLEAR EN MEXICO

Tomás Martínez L., Jesús Basurto C.
Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias,
CNSNS México.

El presente trabajo explica en forma clara y concisa la forma en que se desarrollan los Reglamentos en materia nuclear en México, así como el esquema bajo el cual a partir del 1º de julio de 1992 se ha realizado la normalización en materia nuclear bajo el rubro de Normas Oficiales Mexicanas NOM-XXX-XXXX; lo cual es importante debido, a que se explica la forma en la que se desarrolla una norma ya que para esto se tiene la participación de la gente involucrada en el tema particular a desarrollar, tanto por parte del Gobierno, como de las cámaras de comercio, de los Centros de Investigación, de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, de la Sociedad Nuclear Mexicana y finalmente del público en general.

El resultado del procedimiento de trabajo para el desarrollo de Reglamentos a la fecha ha sido el siguiente.

-Reglamento 1

-Proyectos de Reglamento 1

-Anteproyecto de Reglamento 1

En lo referente a normas bajo el rubro NOM-XXX-NUCL-XXXX, el resultado obtenido del 1º de julio de 1992 al 31 de marzo de 1995 es el siguiente.

Normas Oficiales Mexicanas 8

Proyectos de Norma Oficial Mexicana 8

Anteproyecto de Norma Oficial Mexicana 8

Por lo anterior, se concluye que el nuevo esquema bajo el cual se desarrollan las normas en México ha tenido hasta la fecha gran éxito.

This paper describes clearly and concisely the development of nuclear regulations in Mexico as well as the manner in which nuclear standardization has been developed since July 1st, 1992 as "NORMAS OFICIALES MEXICANAS NOM-XXX-XXXX".

It explains how a standard is developed taking into account the participation of people involved in the standard to be developed (i.e. people belonging to Government, research Institutes, Chambers of commerce, Mexican Radiological Safety Society, Mexican Nuclear Society and the public). The current results obtained for the development of regulations are the following.

-Regulations 1

-Regulations Project 1

-Regulations Pre-Project 1

Regarding to the development of standards as "NOM" the results obtained during the period from July 1st 1992. To March 31st 1995, are the following:

-NOM 8

-NOM PROJECTS 8

-NOM PRELIMINARY 8

As a conclusion it states that the way in which nuclear standardization has been done in Mexico since 1992 has been successful.

PE222

DISPOSICIONES NORMATIVAS PARA EL MANEJO SEGURO DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Ramírez Quijada Renán
Oficina Técnica de la Autoridad Nacional
Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú

La gestión de residuos radiactivos en el Perú está regulada en forma general en el Reglamento de Protección Radiológica vigente. Debido a que la principal fuente de producción de desechos proviene del uso de fuentes en medicina, industria y en menor cuantía de actividades de investigación, se ha hecho necesario especificar los criterios y requisitos regulatorios para una gestión adecuada de estos residuos, a fin de proteger al público y medio ambiente.

El proyecto de norma elaborada, se basa en que

- debe haber una implementación efectiva de un sistema de control y disposición de residuos,

- la magnitud y escala del sistema debe estar acorde con la cantidad y nivel de los residuos,

- el manejo de residuos debe hacerse en base a descargas, almacenamiento temporal, transferencia o liberación en residuos domésticos,

- debe haber una supervisión del adecuado manejo de residuos,

- es necesario evaluar el posible impacto de las descargas,

- debe existir registro y documentación de la gestión,

- debe tener en cuenta su relación con otras propiedades peligrosas no radiactivas.

se ha sugerido que para los residuos líquidos se contemplen en su gestión a etapas necesarias de segregación, donde sea factible, decaimiento y descarga, si se cumplen los límites de descarga de la norma.

Para los residuos sólidos, excepto las fuentes selladas, se recomienda una clasificación, siempre que sea aplicable, entre compresibles y no compresibles, recolección, decaimiento, y descarga al medio ambiente bajo ciertas condiciones.

Las fuentes selladas están prohibidas de descargarse, por lo que se indica en la norma que deben ser devueltas al fabricante o transferidas a una Instalación Centralizada de residuos.

La norma ha considerado asimismo, cantidades máximas de algunos radionucleidos más utilizados que se pueden descargar al ambiente, en base a las recomendaciones de las nuevas Normas Básicas de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica y en concordancia con las circunstancias nacionales.

The management of radioactive wastes in Peru is regulated, in a general way through the Radiation Protection Regulation in force. Due to that the most important quantity of radioactive wastes arises from uses of radiation sources in medicine, industry and, in a little level, from research activities, it has been necessary to establish criteria and requisites for a suitable management of these radioactive wastes, in order to protect the people and the environment.

The project proposes that:

- an effective waste control and disposal system must be implemented

- the magnitude and extent of such a system have to be in accordance with quantity and level of wastes.

- management of radioactive wastes may be done by discharges to environment, temporary storage, transfers or releases in domestic wastes

- a supervision have to be implemented for a suitable waste management
- it is necessary to assess the impact of releases
- a registers and documentation systems have to be implemented for radioactive wastes
- relationship with other hazardous non-radioactive characteristics have to be taken into account in the management.

It is suggested that for liquid radioactive wastes necessary stages have to be taken into account like segregation, if possible, decay and environmental release under certain conditions

The spent sources are not allowed to be released, and the rule establishes that spent sources have to be returned to manufacturers or be transferred to an Centralized Installation for Wastes

The rule considers too maximum quantities to be released in the environment for some radionuclides, in agreement with the new Basic Safety Standards of International Atomic Energy Agency and with local conditions

BR274

RESPONSABILIDAD CIVIL EN ACCIDENTES RADIOLÓGICOS DE ACUERDO CON LA LEGISLACIÓN BRASILEÑA

Sérgio Alves Eiras ^{1 2}

Donal Anthony Clarke Binns ²

Jorge Luiz Soares de Pina ²

¹ Universidade Do Estado Do Rio de Janeiro - UERJ

Facultade de Direito, Brasil

Pos Graduacao - Maestrado em Direito, Brasil

Commissao Nacional de energia Nuclear - CNEN, Brasil

Instituto de Engenharia nuclear - IEN, Brasil

Es presentada una propuesta para que, en el ámbito de la energía nuclear, se haga una analisis nuclear-jurídico profundo sobre las limitaciones cuantitativas y cualitativas usando como base la legislación brasilena. Serán discutidas propuestas que muestran las necesidades reales para protección la población y al medio ambiente sin entanto comprometer el desarrollo de la area nuclear. Se presenta un perfil jurídico del accidente radiológico en Goiania, 1987. llevándose en consideración la responsabilidad civil y la aplicación de la teoría del riesgo integral

A proposal is presented to bring in the case of accidents in the nuclear energy ambit, bring, to the nuclear-juridical area a profound analysis of the quantitative and qualitative limitations and based on the Brazilian legislation. Proposals that reflect the real necessities of the area providing protection to the population and the environment without compromising the development in the nuclear area will be discussed.

A juridical profile of the 1987 radiological accident in Goiania, Brazil, is presented, considering, the civil liability and application of the Exarcebated Risk Theory.

X.- RADIACIONES NO IONIZANTES

IT225

SAFETY PROCEDURES FOR THE UTILIZATION OF NUCLEAR MAGNETIC RESONANCE IN RESPECT TO THE ITALIAN REGULATION

A. Russo (*), R. Delia (**)

(*) Italian National Research Council - Dept. of Prevention and Work Safety - Rome Italy
Ministry of Health, National Institute of Prevention and work Safety. Italia.

La evaluación de las medidas de seguridad y de los riesgos seleccionados a la aplicación de la radiación no ionizante es de particular relevancia en el caso de la Resonancia Magnética Nuclear (RMN) debido a los fenómenos físicos específicos que son utilizados para el análisis del material y forma de la imagen.

Estos fenómenos podrían involucrar algunos riesgos para los operadores y también para los pacientes, cuando se utiliza la técnica de la Resonancia Magnética Nuclear para el diagnóstico médico. El problema de la seguridad y la protección contra los riesgos, relacionados a esta tecnología ha sido estudiada en Italia por varios años, y en 1985 se promulgó la primera regulación en el uso de la Resonancia Magnética Nuclear tenía que ser autorizado por una Autoridad Nacional.

En el campo internacional, muchos estándares fueron propuestos o promulgados y, en particular, el último ha sido propuesto solamente hace pocos meses por la Comisión Electrotécnica Internacional (CEI), como un proyecto de norma, con el número de referencia 62B/240/DIS y número de Proyecto 62B/602-2-33/1 ed. El plazo máximo para su análisis por los miembros de la Comisión Electrotécnica Internacional es el 31 de mayo de 1995. En particular la primera edición de este documento preliminar considera: "Requerimientos particulares para la seguridad del equipo de resonancia magnética para el diagnóstico médico".

Es importante también señalar que el IRPA/INIRC, en el año 1991 promulgó sus guías sobre la "Protección del paciente que es sometido a exámenes de Resonancia Magnética (Health Physics V.61, 1991: 923-928).

En el presente documento, los autores examinan los riesgos relacionado a la utilización de la Resonancia Magnética Nuclear en los campos de la investigación y aplicación médica. Cerca de 100 centros han sido monitoreados y los resultados han sido examinados teniendo en cuenta la regulación italiana y los requerimientos de construcción de las normas preliminares de la Comisión Electrotécnica Internacional (IEC).

years, and in 1985 the first regulation on the use of NMR in medicine was promulgated. This law required that the installation and the utilization of a medical equipment for NMR had to be authorized by a national Authority.

In the international field, many standards were proposed or promulgated, and in particular the last one has been proposed only few months ago by the International Electrotechnical Commission (IEC), as a draft standard, reference number 62B/240/DIS and project number 62B/601-2-33/1 ed. The deadline for its examination by the IEC Country members is the concerns: "Particular requirements for the safety of the magnetic resonance equipment for medical diagnosis".

It is important also underline that the IRPA/INIRC in the 1991 promulgated his guidelines on the "Protection of the Patient Undergoing a Magnetic Resonance Examination" (Health Physics, vo. 61, 1991: 923 - 928).

In the present paper, the authors examine the risks connected to the utilization of NMR in the research and medical fields.

About one hundred centers have been surveyed, and the results have been examined in relation to the Italian regulation and to the constructional requirements of the IEC draft standards

The evaluation of safety measures and risk related to the application of non-ionizing is particularly relevant in the case of the Nuclear Magnetic Resonance (NMR), because specific physical phenomena are utilized for the analysis of the material and image shaping. These phenomena could involve some risks for the operators and also for the patients, when the NMR technique is utilized for the medical diagnosis.

The problem of the safety and the protection against the risk, related to this technology has been studied in Italy for many

XI.- ACCIDENTES Y EMERGENCIAS RADIOLOGICAS

CU013

SISTEMA DE ATENCIÓN MÉDICA A INDIVIDUOS SOBREEXPUUESTOS A LAS RADIACIONES IONIZANTES ESTRATEGIA CUBANA

Cardenas Herrera J. **, Villa Zulueta, R.***, Pérez
Peña, J. ***García Salabarría J. ****, Torre W. ****
Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba.
** Centro de Isótopos, Cuba.
*** Ministerio de Salud Pública, Cuba.
**** Hospital Hermanos Ameijeiras, Cuba.

El presente trabajo expone la estrategia cubana en la organización de su sistema de atención médica a personas sobreexpuestas. Estructurado racionalmente en base a la infraestructura existente en el país, en materia de salud y seguridad radiológica, apropiada para países de nuestra región.

El diseño del sistema de asistencia utiliza el enfoque funcional del concepto de niveles de atención, estratificando los diferentes componentes del mismo en concordancia con las caracterizaciones de riesgo radiológico y la estructura de los grupos de emergencias radiológicas de los diferentes territorios del país. Esta estratificación lleva implícita el reconocimiento de la complejidad progresiva de la situación de salud que pretende resolver, los recursos tecnológicos necesarios y los criterios clínicos-radiológicos para la transferencia de los afectados de un nivel a otro.

This paper presents the Cuban strategy in organizing a medical assistance system for overexposed persons. Rationally structured considering the existing Cuban infrastructure as regards radiological health and safety, it could also be useful for other countries in this region. Design of this system is based on the care levels concept, in its functional approach, corresponds to the characterization of the radiological hazard and the structure of the radiological emergency groups in different parts of the country. This stratification reproduces the progressive complexity of the health problem it attempts to solve, the technological resources needed and the clinical radiological criteria to be used in transferring the patients between the care levels.

CU052

PLANIFICACIÓN Y PREPARATIVOS PARA LA RESPUESTA A SUCESOS RADIOLÓGICOS EN EL CENTRO DE ISÓTOPOS DE CUBA

Pérez Pijuán, S. *, Amador Balbona, Z. *,
Hernández Álvarez, R
Centro de Isótopos. Cuba

Se presenta un resumen de la planificación realizada y los preparativos tomados en el Plan de Emergencia del Centro de Isótopos, para lograr una respuesta efectiva a sucesos radiológicos. La ocurrencia de estos sucesos se analiza en correspondencia con las características específicas de las instalaciones y operaciones previstas y la experiencia inter-

nacional. Se describen, de forma general, el diseño y activación de la organización de respuesta y los criterios adoptados en la notificación, la clasificación, la aplicación de medidas de protección para los trabajadores y en la recuperación. Se detallan, a modo de ejemplo, las acciones de control que se deben tomar para un suceso postulado. Además, se relacionan las instalaciones y equipos existentes para emergencias, los programas de entrenamiento y ejercicios y otras medidas encaminadas a mantener las capacidades de respuesta. Planning and preparedness for response to radiological occurrences in the Isotope Center of Cuba.

This paper presents a summary of the planning and preparedness taken in the Emergency Plan of the Isotope Center to achieve an effective response to radiological occurrences. These occurrences have been analyzed according to the particular characteristics of the facilities and operations and to the international experience. It describes, in general, the design and activation of the response organization and the criteria used in the classification, notification, protection actions for the emergency workers and in the recovery. The emergency facilities, available equipment, training and exercises programs and other measures to maintain the response capabilities, are related

BR084

REEVALUACION DEL PROGRAMA DE MONITOREO AMBIENTAL PARA EMERGENCIAS RADIOLOGICAS EN LA CENTRAL NUCLEAR ALMIRANTE ALVARO ALBERTO, EN ANGRA DOS REIS, RIO DE JANEIRO - BRASIL

Lilia M. J. Belém Ferreira*, Anthenor C. Ramos Jr. *, Carlos A. Gomes*, Zenildo L. Carvalho*, Vândir Gouveia*, Julio Estrada*, Cezar Ney.
Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD). Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) - Brasil

A fin de atender una emergencia radiológica en la Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto, localizada en la playa de Itaorna, Angra dos Reis, Rio de Janeiro, el grupo para atendimiento a situaciones de emergencia del Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD/CNEN) estableció un programa de monitoreo ambiental. El objetivo de este programa, es definir una red de puntos de monitoreo para evaluar las condiciones radiológicas y dar soporte a la toma de decisiones en cuanto a la implementación de las medidas de protección en caso de una situación de emergencia radiológica, tomando en cuenta la difusión atmosférica, centros poblacionales y sus respectivos hábitos, uso de la tierra y del agua en toda la zona de planeamiento de emergencia de 15 km de radio. El programa fue reevaluado en 1994 con el objeto de actualizarlo y optimizarlo a fin de mantenerlo en condiciones adecuadas para ser utilizado en una situación de emergencia en la CNAEA. Fue organizado como manual para facilitar su manejo por los grupos de campo, especificando todos los puntos de muestreo, su localización precisa, tipos de muestras a recolectar, y mediciones que deben realizarse. Serán necesarias

revisiones futuras para incorporar nuevas informaciones y mantener el manual actualizado, ya que Angra dos Reis se situa en una región de veraneo muy importante, sujeta a constantes cambios.

El presente trabajo describe la estructura del programa de monitoreo ambiental y describe el contenido y preparación del manual.

In order to respond to a major radiological emergency at the Almirante Alvaro Alberto Nuclear Power Plant, located n Itaorna Beach, Angra dos Reis, Rio de Janeiro, the emergency response team from the Institute for Radiation Protection and Dosimetry (IRD/CNEN) established a comprehensive program of environmental monitoring. The purpose of this program is to define a monitoring network to assess the off-site radiological conditions and give support to decision making for implementing protective measures in case of a radiological incident, taking into account atmospheric diffusion, population conglomerates and their habits. This program has been reevaluated recently, in order to optimize it and keep it up to date to assure adequacy of environmental surveillance data in support to a prompt response in case of an emergency situation in the handling by field teams and specifies all sampling points, describing the precise location, kind of samples to be collected and measurements to be performed. Future revisions will be necessary to incorporate additional pertinent information and keep the handbook up to date, since Angra dos Reis is a summer resort region, subject to constant changes

This paper discusses the structure of the environmental monitoring program and describes the content and preparation of this handbook.

BR094

ORGANIZACION DE LA COMISION NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR DE BRASIL PARA ATENDIMIENTO A LAS EMERGENCIAS

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

En el trabajo se presenta la organización de la Comisión Nacional de Energía Nuclear de Brasil (CNEN), para hacer frente a las emergencias que involucran las radiaciones ionizantes dentro del territorio brasileño. El grupo coordinador de las emergencias esta ubicado en la ciudad de Rio de Janeiro y cuenta con el apoyo de otros grupos, para la averiguación de las ocurrencias, distribuidos por el territorio nacional. Estos grupos de apoyo mantienen profesionales en alerta las 24 horas del día y son entrenados para atender cualquier evento que presente riesgo radiológico. El IPEN participa con cerca de 30 expertos en el programa y le toca atender todas las ocurrencias en el Estado de Sao Paulo, que tiene cerca de 60% de las fuentes de radiación existente en el País y una población de 35 millones de personas.

The Brazilian Nuclear Energy Commission (CNEN) program to attend the nuclear emergencies in the Brazilian territory is presented. The main emergency co-ordinator group is centralized at Rio de Janeiro city and is supported by others groups distributed in the Brazilian territory incharged to investigate the events. The support groups maintain trained professionals to attend any event with radiological risk on

duty 24 hours per day. The IPEN takes part of the program with almost 30 experts and is responsible by all the events in São Paulo state, which this means to attend 35 million persons and 60% of the country radiation sources.

AR149

PRINCIPIOS DE PLANIFICACION PARA LA ATENCION MEDICA DE PERSONAS SOBREEXPUUESTAS A RADIACIONES IONIZANTES

P. Gisone*, M.R Pérez*, D. Dubner*, J L Di Trano*, A. Rojo.

Ente Nacional Regulador Nuclear. Argentina

La planificación de la respuesta médica en accidentes o incidentes radiológicos, se constituye en una pieza esencial para hacer frente a este tipo de eventos.

En la presente comunicación, se propone el diseño de una guía para establecer pautas de organización general para la atención médica de personas sobreexpuestas, así como un sistema de interconsultas médicas entre los distintos niveles de la organización.

Se concluye con una propuesta de integración Latinoamericana de Grupos de Radiopatología.

Planning of medical response in radiological accidents or incidents, plays an essential role in facing these sort of events.

In the present communication, guidance on the organizational structure for medical assistance of overexposed persons along with a medical interconsult system is proposed.

Finally, an integrated system of Radiopathology Groups in Latin America is proposed.

AR151

FACTORES A CONSIDERAR EN LA ADMINISTRACION DE IODO ESTABLE EN ACCIDENTES RADIOLÓGICOS

M.R. Pérez*, P. Gisone*, A. M. Rojo*, D. Dubner*, H. Bruno.

Ente Nacional Regulador, Argentina

El bloqueo tiroideo a través de la administración de yodo estable constituye la principal contramedida tendiente a reducir la captación tiroidea de radioyodos en accidentes radiológicos que impliquen su liberación potencial, con el objeto de evitar la ocurrencia de efectos determinísticos y reducir la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos. Esta contramedida se hace operativa en el marco de un conjunto de conductas tales como puesta a cubierto, evacuación y control de alimentos contaminados, medidas que aplicadas en forma racional y coordinada, optimizan la efectividad de la reducción de dosis en el órgano blanco.

En la presente comunicación se evalúan distintos factores vinculados a situaciones en las que se plantea la administración preventiva de yodo estable y se propone un esquema terapéutico unificado, aplicable a los países de nuestra región.

The indication for the blockage of thyroid gland by the administration of stable iodide is the main countermeasure for diminishing the thyroid uptake of radioiodine following

radiological accidents with potential release of radioiodine into the environment in order to avoid deterministic effects and to decrease the probability of stochastic effects. Iodine prophylaxis should be considered along with other countermeasures like sheltering indoors, evacuation and control on contaminated foods

In this communication different factors related to accidental situations regarding iodine prophylaxis are evaluated. A therapeutical scheme is proposed in order to be applied in countries of this region.

AR155

CRITERIOS BASICOS PARA LA INTERVENCION EN EMERGENCIAS EN CENTRALES NUCLEARES

Bruno, H.; Telleria, D ; Spano, F.
Ente Nacional Regulador Nuclear , Argentina

En el año 1990 la CIPR estableció nuevos criterios para la intervención, los que posteriormente fueron incorporados a distintos documentos de la OIEA. La adopción de esos criterios, y la experiencia adquirida en la realización de los distintos ejercicios de aplicación, hicieron necesaria la actualización de los planes de emergencia. En el trabajo, se presentan los criterios básicos adoptados en la Argentina para la reelaboración de los planes de emergencia de las centrales nucleares, principalmente en los aspectos referidos a las responsabilidades de las distintas organizaciones participantes, la organización, los procedimientos, los lugares físicos para el refugio del personal de la instalación y la ubicación del centro de control de emergencias, el instrumental y los materiales, la capacitación del personal de los distintos organismos intervinientes en la emergencia y el mantenimiento de los recursos.

During 1990, the ICRP established new criteria for intervention, which afterwards, were incorporated into different documents of the IAEA. The adoption of these criteria and the experience gained in different off-site emergency exercises, made it necessary to bring up to date the emergency plans. The paper deals with the basic criteria adopted in Argentina to re-elaborate the emergency plans of the nuclear power plants. The main related aspects are: the organisation, the responsibilities of the different involved institutions, the procedures, the places for shelter the workers and the placement of the emergency control center, the instrumentation and equipment, the training and the maintenance of resources.

ME180

EVALUACION MEDICA DE PERSONAS SOBREEXPUES- TAS A FUENTES DE BRAQUITERAPIA DURANTE UN ACCIDENTE RADIOLOGICO

Juan Carlos Hermida - Alejandro San Pedro - Olga González
División de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear
Dirección Nacional de Tecnología Nuclear . Uruguay

El presente trabajo describirá las acciones médicas tomadas sobre un grupo de personas potencialmente sobreexpuestas a 5 fuentes de Cesio 137 de 1.110 MBq (30 mCi) de actividad cada una de ellas, durante un accidente radiológico ocasionado por la pérdida del contenedor de plomo donde se transportaban las mismas (dicho accidente se describe en el trabajo ACCIDENTE RADIOLOGICO OCASIONADO POR

FUENTES RADIATIVAS DE BRAQUITERAPIA del Sr. Alejandro San Pedro).

De la reconstrucción del accidente se presumía que 11 personas (9 menores y 2 mayores de edad), habían manipulado las fuentes fuera del contenedor de protección. Por lo antes indicado, existía un grupo crítico para el cual era necesario tomar diversas acciones, las cuales estaban dirigidas a acotar el número real de individuos irradiados; evaluar los posibles efectos biológicos a producirse; y disponer, si fuera necesario, acciones médicas para el tratamiento de los involucrados. Por lo tanto, presentaremos los estudios realizados, los resultados obtenidos y la evaluación final de los accidentados.

This study describes the medical actions on a group of persons potentially overexposed to 5 sources of Cs 137 of 1110 MBq (30 mCi) of activity each one, during a radiologic accident caused by the loss of the lead container where those one were carried (said accident is described in the study: "Radiologic Accident Caused by Radiative Sources of Brachytherapy", from Alejandro San Pedro). From the accident reconstruction, 11 person (2 adults and 9 minors) were supposed they had handled the sources outside of the protecting container. For that reason, it existed a critical group for whom medical actions were absolutely necessary to be taken, pointed to:

- a. outline the real number of individuals radiated;*
- b. evaluate the possible biological effects to be produced (either deterministic or stochastic);*
- c. prepare the medical actions for the treatment of persons involved, if necessary.*

Therefore, we set forth the studies made, the results obtained and the final evaluation of the accident victims.

ES185

40 AGUJAS DE RADIO-226 DISPERSAS

Napoleón Evelio Melara Flores.
Protección Radiológica del Ministerio de Salud Pública y Asistencia Social , El Salvador

El 26 de noviembre de 1992 en un Hospital de la ciudad de Santa Ana. El Salvador se descubrieron dispersas en un área de aproximadamente 10,000 metros cuadrados, 40 agujas de radio-226, 38 de 5 mg y 2 de 10 mg para un total de 210 mg, encontrando algunas fuentes en lugares increíbles, implicando procesos de terracería. Luego se realizaron acciones como exámenes hematológicos de trabajadores, investigación de la forma en que se diseminaron las agujas, medición y control de dosis en personas que ayudaron al trabajo del control de las fuentes, monitoreo de unos 80,000 metros cuadrados del hospital, y el proceso final que condujo al diseño de un local especial para desechos radiactivos de todo el país que en este momento se encuentra en proceso de construcción.

La naturaleza del proceso subsiguiente indicó falta de conocimiento por parte de las autoridades del hospital de lo grave del caso y que condujo a otras situaciones no previstas de nesgo. Finalmente se exponen las lecciones aprendidas del accidente, y se dan recomendaciones de como prevenir accidentes de este tipo.

On November 26, 1992 in a hospital in the city of Santa Ana, El Salvador, 40 radium-226 needles, 38 of 5 mg. y 2 of 10 mg. totaling 210 mg were discovered, dispersed in an area of

10,000 sq. m. some in incredible places, this implied a process of removing and distributing layers of soil. After it, there were some actions such as hematological examinations by hospital workers, trying to find out how the needles were dispersed, the measurement and control of the levels of doses to which the individuals who had helped in the process of control of the sources had been exposed, the monitoring of about 80,000 sq. m. of the hospital and the final process which led to the design of a specific location for radioactive wastes for the country of El Salvador, the construction of which is currently in progress.

The nature of the following process indicated a lack of knowledge by hospital authorities on the seriousness of the situation which led to other unforeseen situations. Included in the report are lessons learned from the accident and recommended measures for the prevention of such accidents.

PA188

REVISION HISTORICO-CRITICA DEL LA-1 EL PRIMER ACCIDENTE DE CRITICALIDAD EN LA HISTORIA

Eduardo Galiano Riveros
FACENUNA, Paraguay

El presente trabajo de carácter e interés histórico, tiene por objeto revisar detalles mecánicos, físicos, dosimétricos y clínicos del primer accidente en criticalidad en la historia, el LA-1. Se hará referencia a la literatura mundial generada durante un período de treinta años por dicho episodio y a las distintas interpretaciones que de ella se desprenden.

El 21 de Agosto de 1945 se produjo en el Laboratorio Científico de los Alamos la primera excursión crítica no controlada en la historia. En el año 1952 Hempelmann publica lo que hasta mediados de la década del 60 se consideraba la versión definitiva del accidente. A partir de entonces, aparecen trabajos que cuestionan seriamente el mecanismo del accidente y las estimaciones dosimétricas. El accidente ocurrió durante el transcurso de experimentos con un esfera subcrítica de Pu-239 de 6,19 kg. El operador conciente del riesgo, decidió controlar el experimento manualmente ya que no disponía de un sistema de control remoto adecuado. La esfera fue rodeada con ladrillos de carbono-tungsteno de alta reflectividad neutrónica llevando a la estructura a un estado crítico-retardado.

Por razones aún poco claras, el flujo de neutrones se incrementó y al intentar remover el último ladrillo, el operador lo dejó caer encima de la esfera llevando a la estructura a un estado supercrítico-inmediato. Se observó una intensa luz de color azul (Cerenkov) que iluminó el periódico de un guardia de seguridad que se encontraba leyendolo a 4m de distancia. Se estima, basado en simulaciones, que la tasa de dosis neutrón-gamma alrededor de la estructura fue del orden de 10^8 R/seg. El operador retiró manualmente el ladrillo y la estructura reversionó a un estado subcrítico.

El operador fue derivado al Hospital de los Alamos, donde el hemograma reveló marcada leucopenia (3000 mm^{-3}) y trombocitopenia (8000 mm^{-3}). El paciente fue introducido a una cámara de aislamiento inversa con total asepsia y presión positiva. Fue tratado con dosis masivas de antibióticos y coagulantes, como también con transfusiones. Falleció al vigésimo noveno día por infección. El guardia sobrevivió 33

años y se presenta la evolución clínica del mismo hasta su muerte.

This work, of historic character and interest, examines the mechanical, physical dosimetric and clinical aspects of the first criticality accident in history, LA-1. Reference is made to the literature the episode has generated in 30 years, and the possible interpretations.

On August 21 1945, the first uncontrolled criticality excursion in history occurred at Los Alamos Scientific Laboratory. In 1952 Hempelmann published what was considered until the mid 1960's the definitive account on the accident. Subsequently, a number of studies have seriously questioned the mechanics of the accident and the dosimetry estimates. The accident occurred during the course of experiments with a subcritical 6.19 kg. mass of Pu-239. The operator, aware of the risks, decided to control the experiment manually since a reliable remote control mechanism was not available. The sphere was surrounded with enough WC bricks of high neutron reflectivity to bring the structure to a delayed-critical stage. For reasons that are still poorly understood, the neutron flux increased and attempting to remove the last brick, the operator dropped it squarely on the sphere. A prompt-supercritical excursion was produced and a bright blue light (Cerenkov) illuminated the newspaper that a security guard was reading at a distance of 4m. Based on simulations, the neutron-gamma exposure rate around the structure was of the order of 10^8 R/sec the operator manually removed the brick and the structure reverted to a delayed-critical state.

The operator was admitted to Los Alamos Hospital with severe leukopenia (3000 mm^{-3}) and was placed in a reverse isolation chamber with positive pressure. He was treated with massive doses of antibiotics and coagulating agents, and was given transfusions. He expired on the 29th day from a massive infection. The security guard survived for 33 years and his clinical evolution until death from acute myelogenous leukemia is presented.

RD189

ACCIDENTE DE BRAQUITERAPIA. ESTUDIO DE CASO Y MANEJO

Andrés Peralta Cornielle
Instituto Oncológico Regional de Cibao
Santiago, República Dominicana

El presente trabajo es el estudio de un caso de accidente de braquiterapia y tiene como propósito analizar los aspectos usualmente envueltos en los accidentes radiológicos y como prevenirlos; los procedimientos y acciones realizados para enfrentar la emergencia y los resultados finales que permitieron solucionar el problema.

This work is the study of a brachytherapy accident with the purpose of analyzing aspects usually involved in radiological accidents and now to prevent them, the procedures and actions carried out in order to face the emergency and final results, which allowed for solving the problem.

**EXTRAVIO, LOCALIZACION Y RECUPERACION DE
UNA FUENTE DE CS-137 QUE SE UTILIZA EN
BRAQUITERAPIA EN EL SERVICIO DE
RADIOTERAPIA DEL H.N.E.R.M.**

César A. Molina

Hospital Nacional "Edgardo Rebagliati Martins" - Instituto
Peruano de Seguridad Social - Perú.

El incidente radiológico que se describe en este artículo ocurrió porque no se cumplió con uno de los ítems del Manual de Procedimientos que para efecto existe en este Servicio, es decir una vez más debemos recordar que los Procedimientos y Normas de Protección Radiológicas deben ser fielmente respetadas y que no debemos llegar a pensar que como nunca ha ocurrido nada, está demás, es molesto, es pérdida de tiempo, es capricho del Oficial de Seguridad el exigir su fiel cumplimiento. En cuanto a la localización de la fuente y su recuperación, hay que tener en cuenta que descartar todas las posibilidades de extravío incluso las que aparentemente no se podría dar, es decir que no se debe dejar de lado ninguna posibilidad por más improbable que parezca, si se tiene cuenta de estas recomendaciones, la localización va a ser exitosa.

In the present document the lost of a Cs-137 source which is used in Brachytherapy for intracavitary gynecological cancer treatment. It is shown how the nonfulfillment of the procedures produced the incident. Then it is shown the strategy to find the source, considering all the possibilities without discard any unlikely situation. Finally it is described the finding and recovery of the source from a sewage tube. It was not easy to do it because there were not plane nor maps of the hospital. On the other hand there was a concrete floor of 30 cm. which generated many problems to recover the source. All those details are explained in the present report.

XII.- SEGURIDAD NUCLEAR

CU010

ESTUDIO COMPARATIVO ENTRE LOS REACTORES VVER-440/230 Y EL PROYECTO DEL REACTOR VVER-440/318 DE LA CENTRAL ELECTRONUCLEAR DE JURAGUA

O. Hernández*, C. Duménigo*, A. Arrebola*, J. Castillo*,
J. C. San Román*, F. Ilizástigui*, J. J. Vilaragut*, R. Ferro*,
A. Guillén*, Y. López*, B. Lozano*.

Colectivo de autores del Centro Nacional de Seguridad
Nuclear y del Departamento Nacional de Protección
contra Incendios, Cuba. *

El trabajo presenta un análisis comparativo entre los reactores VVER-440/230 y los VVER-440/318 basado en los principales señalamientos que formula el Programa Extrapresupuestario del Organismo Internacional de Energía Atómica sobre la seguridad de estos reactores y que aparecen resumidos en el documento "The safety of WWER-440 model 230 Nuclear Power Plant". El énfasis fundamental se realizó en los aspectos relacionados con el diseño de estos reactores.

The work consists of a comparative analysis between WWER-440/230 and WWER-440/318 type reactors on the basis of the major findings and recommendations given in the extrabudgetary Programme of the International Atomic Energy Agency on the safety of these reactors and summarized in the document "The safety of WWER-440 model 230 nuclear power plant". The fundamental emphasis was done in the design concep of these reactors

CU044

SISTEMA DE CODIGOS DE CALCULO FISICO- NEUTRONICOS Y RESULTADOS DE SU APLICACION PARA LA ELABORACION DEL INFORME DE SEGURIDAD DE LA CENTRAL ELECTRONUCLEAR DE JURAGUA EN LA REPUBLICA DE CUBA

D. Milian*, R. Quintero*, D. López*, M. Melian*, A. Díaz*.
Centro de Tecnología Nuclear
Agencia de Energía Nuclear de , Cuba

En el Centro de Tecnología Nuclear ha sido desarrollado un sistema de códigos de cálculo para los análisis nucleares del reactor VVER-440. El sistema está compuesto por el código WIMS-D/4 para la generación de constantes de grupo; los simuladores tridimensionales SPPS-1 y BIPR-5AK; el código de red fina de dos dimensiones HEXAG; y un conjunto de códigos pre- y post-procesadores. La validación del sistema de códigos se realizó resolviendo una serie de tareas de prueba. Finalmente, se presentan algunos resultados de su aplicación a JURAGUA.

In the Center of Nuclear Technology has been developed VVER-440 core analysis code system. The code system consists of the WIMS-D/4 code - for lattice burnup calculations, SPPS-1 and BIPR-5AK codes - three dimensional core simulator codes, HEXAG code - for two dimensional rod by rod power distribution calculations, pre- and post processing modular routines. The validation of the code system was performed using various VVER

benchmark problems. Results of the nuclear analysis carried out for the JURAGUA NPP are presented.

AR162

CALCULO DEL IMPACTO AMBIENTAL DE INSTALACIONES RELEVANTES

Néstor De Lorenzo*, Carlos Fernández*, Eduardo Scarnichia*.

Centro Atómico Bariloche, Argentina

La República Argentina ha encarado la venta y construcción de varias instalaciones radiactivas relevantes en el mundo. Cada una de estas instalaciones lleva asociado un riesgo radiológico que debe ser estimado a fin de asegurar el cumplimiento de las normas vigentes en Argentina y en el país de asentamiento. A este fin se realizaron estimaciones para cada una de estas instalaciones. La diversidad de las plantas estudiadas hizo necesario elaborar hipótesis y modelos adecuados para los distintos fenómenos a analizar. Se pretende aquí resumir los temas más interesantes surgidos durante la realización de estas evaluaciones.

Para estimar el impacto al medio ambiente de una instalación nuclear relevante en la etapa de diseño, se debe establecer primero el grupo crítico sobre el que se realizarán las evaluaciones. Para tal fin, y a partir de datos extraídos de informes del emplazamiento, se debe obtener la distribución de población en los alrededores de la instalación. Posteriormente han de evaluarse las vías de irradiación y contaminación desde el centro de la liberación al grupo crítico. Puede suceder que en condiciones de operación normal otros grupos de la población estén realmente más expuesto que el postulado para condiciones accidentales, siendo necesario en este caso una redefinición del mismo.

En el presente trabajo se pretende ordenar la metodología de cálculo, citar la bibliografía que se consideró más adecuada y dar ecuaciones matemáticas para evaluar parámetros que no se encuentren en dichas publicaciones.

Argentina sold and has under construction several radioactive installations in the world. Each one of these installations has an associated radiological risk that should be assessed in order to comply with the regulatory norms in Argentina and in the country of siting. To this end, estimates for each one of these installations were carried out. The diversity of the plants studied made it necessary to elaborate several hypotheses and adequate models for the different phenomena to be analysed. We are presenting here a short description of the most interesting problems that had to be addressed in this work.

To assess the environmental impact of a relevant nuclear installation in the design stage, it is first necessary to establish the critical groups on which the evaluation will be carried out. Starting from data of the siting, the distribution of population in the surroundings of the installation must be estimate. Subsequently the paths of irradiation and contamination from the radioactivity liberation point to the critical group must be evaluated. Since it possible that in normal-operation conditions, other population groups are actually more exposed than the previously critical group postulated for accidental conditions; a redefinition is necessary

The present work attempts to organize the methods of calculation, cite the bibliography that was considered more adequate, and give mathematical equations for the evaluation of parameters which are not found in the current literature.

ME192

EXPERIENCIA OPERACIONAL RELACIONADA CON EL AGRIETAMIENTO POR CORROSION INTERGRANULAR BAJO ESFUERZO EN LA ENVOLVENTE DEL NUCLEO DE REACTORES NUCLEARES TIPO BWR Y SU APLICACION EN LA CENTRAL NUCLEAR LAGUNA VERDE

Jesús Hidalgo Ibáñez

Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias México

El actual problema de corrosión que enfrentan a nivel mundial los propietarios de Reactores de Agua Hirviente (BWR por sus siglas en inglés), es el relacionado con el Agrietamiento por Corrosión Intergranular bajo Esfuerzo (IGSCC por sus siglas en inglés) en las soldaduras de cilindro y anillo que forman la envoltura del núcleo.

El presente trabajo describe los principales eventos relacionados que han sido reportados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (US NRC) y la Organización Mundial para la Cooperación y Desarrollo Económico (OCDE) así como el estudio de éste mecanismo de degradación por envejecimiento en esta componente interna de la vasija del reactor y sus efectos en la seguridad, las medidas adoptadas tanto correctivas como preventivas y la tecnología empleada durante su inspección.

Asimismo referencia las medidas inmediatas requeridas por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) al propietario la Comisión Federal de Electricidad (CFE).

The actual worldwide corrosion problem for the Boiling Water Reactors Owners Group is related with Intergranular Stress Corrosion Cracking (IGSCC) in the core shroud. The present work describes the main events related that had been reported by the International Agency of Energy Atomic, (IAEA) the US Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) as such as IGSCC ageing management of this internal vessel component and its effects on the safety, correctives and preventives measurements adopted and the technology applied during inspection in service.

Finally this work report the Requested Licensee Actions required by the Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) to the utility Comisión Federal de Electricidad (CFE).

ME198

RESULTADOS PRELIMINARES EN EL ESTUDIO DEL ANALISIS PROBABILISTICO DE SEGURIDAD NIVEL 3 PARA LA CENTRAL NUCLEOELECTRICA DE LAGUNA VERDE CON EL PROGRAMA MACCS

Juan Enrique García Ramírez*, Mario Arturo Reyes Sánchez
Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias México

La central nucleoelectrica Laguna Verde esta situada en la costa sureste del Golfo de México, a 70 kilómetros al norte del Puerto de Veracruz. La central tiene dos unidades de 1931 MW(t). Actualmente, el estudio del análisis probabilístico de seguridad (APS) nivel 1 ha sido terminado, el nivel 2 esta en proceso y el nivel 3 inició hace un año. La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), autoridad reguladora en materia nuclear en México, ha adquirido el programa MACCS a fin de tener un modelo que permita realizar el estudio cuantitativo de las consecuencias externas en caso de un accidente en la Central Laguna Verde y la efectividad de las diversas acciones de protección contempladas en el Plan de Emergencias Radiológicas Externo (PERE). En este documento se presentan las condiciones meteorológicas, geográficas, económicas y poblacionales que se emplearon para modelar una zona con radio de 70 kilómetros con centro en la unidad 1 de la Central Laguna Verde, estructuradas en sectores y anillos de acuerdo a los requisitos de entrada del programa. Los términos fuente seleccionados son los indicados en el NUREG-1150. Se emplean tres estrategias de protección de acuerdo a lo indicado en el PERE y se determinan las consecuencias tempranas y a largo plazo para cada una de las estrategias de protección contempladas. Se dan conclusiones respecto a la efectividad de cada una de las acciones de protección modeladas.

The Laguna Verde Nuclear Power Plant (LVNPP) is sited on the southeast coast of the Gulf of Mexico, 70 km north of Veracruz City. The plant has two units, 1931 MW(th) each. At the present stage, PSA level 1 study has been concluded, level 2 is being conducted, and level 3 is just starting. CNSNS, the Mexico's Regulatory Body, has acquired the MACCS code in order to have a model which would permit us to learn the details involved in an off-site consequences study in the case of an accident, under the specific situation of LVNPP surroundings. In this presentation some site characteristics are introduced in order to approach the input parameters required by MACCS. Updated demographic data up to 70 km, structured in the rings and sectors used in input files are presented, as well as a summary of the 1992 meteorological data. Some aspects of terrain used are also shown. An overview about the off-site Emergency Plan is sketched, in order to justify related parameters used in input files. Source Term Data from NUREG-1150 are used in input files. Results are shown, for the different strategies of protection.

PE229

SISTEMA DE ADQUISICION DE DATOS PARA MONITORAJE DE PARAMETROS DEL REACTOR RP-10, LIGADOS A LA SEGURIDAD

Javier Guarnizo O. (i)*, Arturo Ramón V. (iii)*, José Félix (ii)*, Jose Niño de Guzmán (iii)*, Alberto Salazar (iv)*, Regina Michuy (v)*

- (i) Grupo de Cálculo, Análisis y Seguridad - IPEN
- (ii) Grupo de Instrumentación y Control RP-10 - IPEN
- (iii) UNI. Fac. de Ing. Industrial y de Sistemas
- (iv) Grupo de Operación RP-10 - IPEN
- (v) UNMSM. Fac. de Ciencias Físicas Perú

Se ha desarrollado e implementado un "Sistema de Adqui-

sición de Datos Computarizado para el Reactor RP-10" cuyo principal objetivo es AUTOMATIZAR las tareas rutinarias durante las operaciones normales de la instalación mediante el monitoreo, presentación y almacenaje "on-line" y en tiempo real de datos y parámetros de importancia de manera eficiente y segura. A su vez, este sistema elabora y confecciona también automáticamente los reportes y registros diarios de cada operación con los datos colectados, generando así la base de datos con el historial de las operaciones del reactor.

En este trabajo se presenta la descripción, diseño, configuración, desarrollo, implementación y características de dicho "Sistema de Adquisición de Datos del Reactor RP-10".

El Sistema ya está funcionando en pruebas supervisadas en las operaciones del reactor RP-10. La información que provee está siendo comparada con los registros manuales que aún se mantienen en las operaciones del reactor.

Se ha determinado la necesidad de ampliar en número de señales que el sistema puede manejar al máximo que permita el hardware ya instalado. Para ello sólo será necesario el adquirir los aisladores analógicos y digitales faltantes.

A "Computer based Data Acquisition System for RP-10 Reactor" has been developed and implemented. It's main function is to make AUTOMATIC the rutinary task during the normal operations by the acquisition, visualization and storage in real-time and on-line of line of the most important parameters for reactor operation in safety and efficient way. This system is also able to make the daily operation reports automatically, generating the historical data-base of reactor operations.

The description, desing, configuration, development and characteristic of such a "Data Acquisition System for RP Reactor" is presented here.

The System is supervised working for testing in RP-10 reactor operations. The information obtained by System is compared with the manual reports being doing yet by operation people.

It has defined that number of signals the System manages should be incremented to the limit of the installed hardware. In this case are only needed some more analogic and digital isolators

PE232

SOBRE INCIDENTES, SCRAM Y ERRORES HUMANOS DETECTADOS DURANTE LAS INSPECCIONES DE LA AUTORIDAD NACIONAL AL RP-10 EN EL PERIODO 1991 - 1994

César F. Chau Wong
OTAN / IPEN , Perú

Se presenta una estadística de los incidentes operacionales, scrams y errores humanos cometidos en la operación del RP-10, desde 1991 a 1994, y registrados en las inspecciones de la Autoridad Nacional. Se evalúa la evolución de estos eventos. Los errores humanos estuvieron mayormente asociados con el no cumplimiento de procedimientos. Se describen dos de los incidentes más significativos.

Statistical data from 1991 to 1994 of the operational incidents, scram frequency and human errors detected during the errors were basically due to non complying with the operating procedures. The two most significant incidents are described.

AR262

VALIDACION DEL PAQUETE INFORMATICO PSAPACK

Guala, Mariana Lorenzo¹⁾, Andrea Vallerga, Hugo²⁾

1) Nucleo eléctrica Argentina S. A. Argentina.

2) Ente Nacional Regulador Nuclear. Argentina.

En el marco del Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nuclear Atucha I, se inició un proceso de validación del paquete informático PSAPACK, con el objetivo de establecer claramente sus limitaciones y verificar la capacidad de reproducir los resultados tomados como referencia.

Se entiende como proceso de validación la confrontación de los resultados obtenidos con el paquete informático bajo estudio, con otro previamente validado o de respuesta cierta.

Se tomó como código de referencia una implementación del código SETS en una computadora del tipo CDC. Dicha implementación fue validada y utilizada en la resolución de numerosos APS en el mundo.

Para este proceso de validación se utilizaron los datos y resultados de dos secuencias accidentales, LOCA grande (A) y transitorio genérico (T1), del Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nuclear José Cabrera (España).

El resultado del proceso fue satisfactorio, ya que todos los resultados obtenidos mediante el paquete informático PSAPACK, ya sea la frecuencia de fusión de núcleo, como los conjuntos mínimos de corte de cada una de las secuencias accidentales, coinciden con los obtenidos mediante el código SETS.

Within Atucha I NPP Probabilistic Safety Assessment (PSA), a PSAPACK Code validation was started in order to set up its capability limits and verify the capability of reproduce the reference results.

The validation consists in the comparison between the results obtained from PSAPACK Code and another code previously assessed.

An implementation of SETS Code in CDC computer was taken as reference code. It was assessed an used in several PSA resolutions around the world.

Data and results of two accidental secuencias (large LOCA and generic transient) of José Cabrera NPP PSA were taken as reference for this validation process.

The validation process result was satisfactory. The results obtained from PSAPACK Code (core melt frequency and each accidental sequence minimal cut sets) agree with those obtained by means of SETS Code.