

# EVALUACION DE SEGURIDAD NUCLEAR DEL EMPLAZAMIENTO DEL REACTOR DE INVESTIGACION RP-10

José Arenas

*Instituto Peruano de Energía Nuclear, Apt. 1687, Lima, Perú*

Recibido 8 Setiembre de 1986

## Abstract

*An evaluation of nuclear safety for the site of the peruvian research reactor RP-10 and its associated limits, in order to guarantee the protection of population, environment and personnel against radiation risks, is presented.*

## Resumen

*Se evalúa la seguridad nuclear del emplazamiento del reactor de investigación peruano RP-10 y sus límites asociados para garantizar la protección de la población, medio ambiente y personal del emplazamiento de riesgos radiológico indebido.*

## 1 Introducción

Todos los países que han desarrollado la energía nuclear se han visto obligados inicialmente a realizar cálculos independientes para garantizar la seguridad de sus instalaciones nucleares.

A medida que se presentaban casos semejantes a otros ya resueltos se ha utilizado el método de la instalación de referencia. Con el desarrollo de la industria nuclear, se ha hecho evidente la ventaja de utilizar la normalización, siendo esta la tendencia actual.

Por su parte los países que no han desarrollado a gran escala la energía nuclear han tenido que seguir un camino diferente, que comienza con el método de la instalación de referencia que es una instalación del país suministrador, y su tendencia es derivar en la normalización por sus ventajas.

## 2 Metodología Analítica

Los métodos de *Normalización, de la Independencia* y de la *Instalación de Referencia* han sido utilizados para evaluar la seguridad del emplazamiento del reactor RP-10 cuyo resultado global, explicaremos en esta sección.

### 2.1 Método de la Normalización

En base a la norma ANSI/ANS 15.7, "Research Reactor Site Evaluation"[1], se han considerado los siguientes factores de evaluación:

- a. **Características Poblacionales.**- En un radio de 10 km alrededor del reactor en los sectores con rumbo N,SE y NO no hay población estable, mientras que el sector S comprende la máxima cantidad de habitantes. El núcleo habitacional más próximo se encuentra a 1.5 km y está constituido por 126 personas.
- b. **Estudio Geomorfológico y Estructural de la Región.**- La región no ha sido afectada por procesos tectónicos en el cuaternario (últimos 2 millones de años). No existen posibilidades de que se produzcan fenómenos de remoción en masa. El sitio se encuentra a resguardo de posibles deslizamientos de falla.
- c. **Análisis del Riesgo Sísmico.**- Se han definido los *Sismos de Parada Segura (SSE)* y de *Operación Normal (OBE)* con aceleraciones de 0.715 y 0.36 respectivamente, las cuales corresponden a niveles de riesgo anual de  $10^{-3}$  y  $10^{-2}$  (1000 y 100 años de período de retorno). El nivel de SSE corresponde aproximadamente a un sismo de magnitud 8.5 MS a 60 km del emplazamiento del reactor, el OBE corresponde aproximadamente a un sismo de magnitud 7.5 MS a la misma distancia
- d. **Hidrología.**- La máxima precipitación en la cuenca del Chillón, lugar del emplazamiento, produciría una lámina de 180 mm en un área de 1248 km<sup>2</sup>, lo que equivale a 83.8 m<sup>3</sup> /s. Esta descarga tendría un período de retorno de 3 años. El acuífero existente en el valle de Chillón es de tipo libre y está contenido en depósitos aluviales. El sentido del flujo subterráneo es de NE a S. La profundidad varía de 5 a 50 m respecto de la superficie del terreno. La permeabilidad varía de 1.7 m/día a 164 mm/día. Teniendo en cuenta la composición estimada de las descargas de efluentes líquidos en suelos, puede preverse que no implicarían consecuencias radiológicas significativas.

- e. Potencialidad de Inundaciones.- Se evidencia un período de retorno de 100 años para un caudal del río Chillón de  $157 \text{ m}^3/\text{s}$  y 5 años para un caudal de  $85 \text{ m}^3/\text{s}$ . Teniendo en cuenta los antecedentes históricos y las características topográficas del emplazamiento y del río Chillón frente al emplazamiento, así como el caudal de la máxima avenida, las descargas del río no afectarán al emplazamiento del reactor.
- f. Meteorología.- Respecto del viento se observa que los sectores SO y SSO y S totalizan el 74% de los casos, lo cual define un cuadrante dominante hacia el NE; en cuanto a temperaturas su amplitud anual no supera los 10 grados centígrados; la humedad relativa tiene un promedio mensual superior al 75 %. Se han estimado factores de dilución para emisores de larga duración considerando el efecto de la inversión de temperaturas y de topografía. Para el análisis de accidentes se han determinado el factor de dilución para emisiones de corta duración.

## 2.2 Método de la Independencia

Con la finalidad de establecer los límites y zonas del emplazamiento del reactor RP-10, se han efectuado el análisis de las consecuencias radiológicas del accidente más severo: pérdida de refrigerante, asumiéndose como resultado la descarga de material radiactivo de los elementos combustibles al edificio de contención del reactor y eventualmente a la atmósfera. Las consecuencias en las áreas circundantes al reactor son presentadas en términos de dosis radiológicas estimadas de los materiales escapados. Estas dosis estimadas son comparadas con las establecidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [1,2], a fin de establecer las áreas límites relacionadas con el emplazamiento del RP-10.

El desarrollo analítico fue hecho de acuerdo al siguiente procedimiento:

- a. Determinación de los términos fuente o inventario de productos de fisión disponibles para las descargas, en base al código de cálculo *ORIGEN* y datos actualizados del núcleo del RP-10.
- b. Modelo del comportamiento de la descarga del edificio del reactor bajo hipótesis conservativas para estimar la descarga de productos de fisión después del accidente.
- c. Modelo de la dispersión atmosférica mediante la aplicación del modelo de Sutton recomendado por el OIEA [1,2] para estimar los factores de dilución  $(X/Q)$ .

- d. Conversión de los niveles de concentración integrados sobre el períodos de exposición en la ubicación del receptor a dosis de radiaciones mediante la utilización de factores de conversión de dosis.
- e. Establecimiento de áreas límites relacionadas con el emplazamiento del RP-10 utilizando normativa OIEA específica para reactores de investigación [1,2]

### 2.2.1 Términos Fuente

El inventario de productos de fisión y otros radionucleidos en el reactor depende de una manera complicada del material fisionable, los materiales y diseño del reactor, las distribuciones y niveles de flujo neutrónico en operación, la potencia de trabajo y el esquema de gestión del combustible.

Para el reactor RP-10, hemos utilizado el código de cálculo *ORIGEN* el cual calcula las concentraciones de todas las especies nucleares significativas como una función del tiempo de irradiación. El código también estima las concentraciones de nucleidos remanentes después de tiempos de decaimiento específicos.

Los resultados obtenidos para la potencia de 10 Mw térmicos de un núcleo con elementos combustibles MTR (*Material Testing Reactor*) al 19.75% en  $^{235}\text{U}$  y un quemado de 100 000 Mw d/ton U se muestran en la tabla 1.

Table 1: Actividad del núcleo en equilibrio del RP-10

Radionucleido	$T_{\frac{1}{2}}$	Actividad ( $\times 10^5$ )
$^{131}\text{I}$	8.05d	2.41
$^{132}\text{I}$	2.4h	1.43
$^{133}\text{I}$	20.8h	5.15
$^{134}\text{I}$	52.0m	3.04
$^{83\text{m}}\text{Kr}$	1.9h	0.0372
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	4.4h	0.922
$^{85}\text{Kr}$	10.76a	0.0192
$^{87}\text{Kr}$	76m	1.84
$^{88}\text{Kr}$	2.8h	3.55
$^{131\text{m}}\text{Xe}$	11.8h	3.66
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	2.2d	1.24
$^{133}\text{Xe}$	5.65d	5.09
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15.6m	1.42
$^{135}\text{Xe}$	9.15h	0.348

## 2.2.2 Modelización del Comportamiento de la Actividad descargada al exterior

Las tasas de descarga de isótopos dependen del inventario de los productos de fisión: de las tasas y vías de descarga del sistema primario a la contención y las vías y tasas de descarga del edificio de contención a la atmósfera. La fracción descargada de un radionucleido cualquiera depende de su forma química. Los gases nobles Kriptón y Xenon pueden escapar completamente; los productos de fisión no volátiles y sólidos permanecen en su lugar. Los radioiodos son volátiles por lo que se asume que se escapa una fracción significativa.

La descarga de actividad al exterior por cada isótopo viene dada por la expresión

$$Q_{ri} = FF_p F_b a_i \frac{\lambda_i}{\lambda_i + \lambda_r + \lambda_f} (1 - e^{-(\lambda_i + \lambda_r + \lambda_f)t}) \quad (1)$$

Donde:

$Q_{ri}$  : actividad descargada en Ci,

$F$  : fracción del núcleo fallado = 0.2 [9],

$F_p$  : fracción descargada del combustible a la contención (0.1 para radioiodos y 1.0 para gases nobles),

$F_b$  : fracción remanente en el ambiente de la contención y disponible para ser descargada a la atmósfera (0.5 para radioiodos y 1.0 para gases nobles, [2]),

$a_i$  : cantidad del isótopo y en el núcleo del reactor al momento del accidente, curies (del código *ORIGEN*),

$\lambda_i$  : tasa de descarga del edificio del reactor a la atmósfera ( $s^{-1}$ ) del estudio efectuado en la referencia [8] se asume un valor de 15%  $d^{-1}$  debido al volumen descargado por sobre presión. ( $=1.73 \times 10^{-6} s^{-1}$ , en el caso que funcione la serpentina de refrigeración del sistema de remoción del Grupo 7 de Ventilación. En el caso de que no funciones dicho sistema, la sobrepresión será mitigada y entonces se asume el valor conservador de fuga de 5%  $d^{-1} = 5.78 \times 10^{-6} s^{-1}$ ,

$\lambda_r$  : constante de decaimiento radiológico ( $s^{-1}$ ),

$\lambda_f$  : constante de filtrado ( $s^{-1}$ ).

$\lambda_f$  es calculada mediante la fórmula:

$$\lambda_f = - \frac{\ln(1 - R)}{\frac{Vol.Rec.}{Q}} \quad (2)$$

donde:

$R$  : rendimiento de filtrado(=99.9 %),

$Vol.Rec.$  : volumen del recinto (=10 000m<sup>3</sup>),

$Q$  : caudal filtrado (=5.55 m<sup>3</sup>/s)

Aplicando la fórmula (2) se obtiene  $\lambda = 3.83 \times 10^{-3} s^{-1}$

### 2.2.3 Modelo de la Dispersión Atmosférica

El inventario de productos de fisión al momento del accidente de pérdida de refrigerante postulado que daña al combustible ha sido calculado por el código *ORIGEN*. El término fuente para cada radionucleido significativo ha sido estimado dando la descarga del edificio del reactor a través del tiempo. La dispersión atmosférica y el transporte del material radiactivo desde el punto de descarga a la ubicación del reactor ha sido calculado por el método propuesto por O. G. Sutton [2]. Esencialmente, este método determina factores de dilución ( $x/q$ ) en base a consideraciones de altura de descarga, velocidad de viento, estabilidad del aire y la distancia de la descarga a las ubicaciones del receptor.

Para situaciones accidentales (períodos cortos), los factores de dilución se calculan en base a la determinación de las constantes de dispersión-variabilidad  $\delta_y$  y  $\delta_z$  obtenidas de correlaciones propuestas por Martin Tikvar y Briggs, en el Estudio de Seguridad de Reactor de Rassmussen (WASH-1400).

Se utiliza la hipótesis de Fuente Puntual y Concentración Unitaria a Nivel de Suelo. Para período de exposición de 2 hr:

$$\frac{X}{Q} = \frac{1}{\pi \bar{u} \sigma_y \sigma_z} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2} + \frac{h^2}{\sigma_z^2}\right) \quad (3)$$

La norma [1] establece que cuando la altura de chimenea efectiva es menor que 1.5 veces la altura del edificio y la descarga es asociada con ese edificio, caso del RP-10, la altura de altura de descarga debe ser igualada a cero y el efecto de estela (dispersión) del edificio debe ser tomado en cuenta para la sustitución de  $\Sigma y$  y  $\Sigma z$  por  $\sigma y$  y  $\sigma z$ , respectivamente.

$$\Sigma_y = \left(\sigma_y^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}} \quad (4)$$

$$\Sigma_z = \left(\sigma_z^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}} \quad (5)$$

donde  $A$  es la sección transversal mínima del edificio a la dirección del viento, para  $\theta=27m$  y  $h = 30m$  y  $C$  es el coeficiente que tiene en cuenta la geometría del edificio.  $A$  es 1 200 m y  $C$  es 0.5 [1].

Utilizando las correlaciones propuestas por Brigg para la determinación de  $\sigma_y$  y  $\sigma_z$  para condiciones de estabilidad atmosférica F de la escala de Pasquill y velocidad de viento de 0.5 m/s, que ha sido observada en los estudios micrometeorológicos del emplazamiento del RP-10,

$$\sigma_y = 0.04x(1 + 0.0001x)^{-\frac{1}{2}} \quad (6)$$

$$\sigma_z = 0.016x(1 + 0.0003x)^{-1} \quad (7)$$

se obtuvieron los resultados de la tabla 2. Para calcular concentraciones a nivel de suelo para períodos mayores de 2 horas pero menores que 24 horas, se toma en cuenta un sector de  $22.5^\circ$  como sector promedio:

$$\frac{X}{Q} = 2.032 \frac{\exp\left(-\frac{h^2}{2\sigma_z^2}\right)}{\bar{U}\sigma_z X} s \text{ m}^{-3} \quad (8)$$

donde  $X$  es la distancia desde el punto de descarga al punto de dosis (m) y  $h$  es la altura efectiva de descarga elevada dada en metros ( $=0$  para descargas a nivel del suelo).

Table 2: Factores de dilución para 2 horas después del accidente

Dist.	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\Sigma_y$	$\Sigma_z$	X/Q (h=0.) ( $10^{-3}$ )	X/Q (h=40 m) ( $10^{-6}$ )
(m)	(m)	(m)	(m)	(m)		
100	3.98	1.5	14.3	13.9	3.2	5.09
200	7.92	3.	15.9	14.1	2.8	5.
250	9.87	3.7	16.9	14.3	2.6	5.19
500	19.5	6.9	23.9	15.4	1.72	5.89
1000	38.1	12.3	40.5	18.5	8.4	8.11
1500	55.9	16.5	57.6	21.5	0.5	8.85
2000	73.	20.	73.3	24.3	34.	8.77
5000	163.	32.	163.8	34.8	11.	5.68

El efecto estela (dispersión) del edificio no debe ser incluido para períodos mayores que 8 horas. Aplicando la fórmula anterior se obtuvieron los resultados tabulados en la tabla 3.

Table 3: Factores de dilución para 24 horas después del accidente

X(m)	X/Q (h=0)
100	$2.7 \times 10^{-2}$
200	$6.77 \times 10^{-3}$
250	$4.39 \times 10^{-3}$
500	$1.17 \times 10^{-3}$
1000	$3.30 \times 10^{-4}$
1500	$1.64 \times 10^{-4}$
2000	$1.01 \times 10^{-4}$
5000	$2.54 \times 10^{-5}$

*Dosis por inhalación de radioiodos.*- La dosis en tiroides por inhalación de radioiodos viene dada por la expresión:

$$D_{ih(r)} = (X/Q)_r \times B_i \times Q_{r_i} \times DCF_i \quad (9)$$

donde  $D_{ih(r)}$  es la dosis a tiroides sobre el receptor a tiempo  $r$ , en rem;  $r$  es el tiempo de integración de la dosis,  $S$  (se determinó para 2 y 24 horas [1]);  $(X/Q)_r$  es el factor de dispersión atmosférica en  $s/m^3$ ;  $Q_{r_i}$  es la actividad total del isótopo, descargado sobre el tiempo  $r$ , en Curies;  $B$  es la tasa de respiración ( $3.47 \times 10^{-4} m^3/s$ , para 2 horas;  $1.75 \times 10^{-4} m^3/s$ , de 8 a 24 horas;  $2.2 \times 10^{-4} m^3/s$ , para 30 días;  $DCF_i$  es el factor de conversión de dosis para el isótopo  $i$  inhalado. Ver tabla 4.

Table 4: Factores dosimétricos para radioiodos

Isótopo	$DCF_i \left( \frac{rem}{Ci} \right)$
$^{131}I$	$1.48 \times 10^6$
$^{132}I$	$5.35 \times 10^4$
$^{133}I$	$4.00 \times 10^5$
$^{134}I$	$2.50 \times 10^4$
$^{135}I$	$1.24 \times 10^5$

*Dosis por inmersión.*- La dosis gamma por inmersión ( $Dn.g$ ), dada en rem, considerada como una nube semi infinita de gases nobles, tomando un factor dosimétrico de 0.25 rem  $m^3$  des/(s Mev Ci), viene dada por la expresión:

$$Dn.g = 0.25 \times \bar{E}_\gamma \times Qri(x/q) \quad (10)$$

donde  $\bar{E}_\gamma$  es la energía de los fotones (MeV/des). Ver tabla 5. Las dosis resultantes

Table 5: *Energía promedio de fotones*

Nucleido	Energía gamma total (MeV/des)
$^{83m}Kr$	$4.20 \times 10^{-2}$
$^{86}Kr$	$1.81 \times 10^{-1}$
$^{85m}Kr$	$2.11 \times 10^{-1}$
$^{87}Kr$	1.374
$^{88}Kr$	2.07
$^{131}Xe$	$1.63 \times 10^{-1}$
$^{133}Xe$	$2.33 \times 10^{-1}$
$^{133m}Xe$	$8.10 \times 10^{-2}$
$^{135}Xe$	$5.20 \times 10^{-1}$
$^{135m}Xe$	$2.68 \times 10^{-1}$

en función de la distancia son mostrados en las figuras 1 y 2, mientras que la distribución de áreas y límites de emplazamiento se muestra en la figura 3.

### 2.3 Método de la Instalación de Referencia

Este método consiste en contrastar los detalles de un proyecto con otro semejante que ya ha sido evaluado y aceptado en el país de origen y del cual por tanto, se posee cierta garantía de que es conforme a los criterios y normas de seguridad de reconocida aplicación.

Se considera al reactor RA-3 de investigación (núcleo con elementos combustibles al 90 % de  $^{235}U$ ), construido por la Comisión Nacional de Energía Atómica de Argentina (CNEA) como base del proyecto del reactor RP-10 del proyecto Centro Nuclear de Investigaciones del Perú, teniendo en cuenta que el reactor RP-10 de investigaciones va tener que utilizar combustible al 20% de enriquecimiento en  $^{235}U$ , debe considerarse el referirse a modelos e instalaciones con esa características.

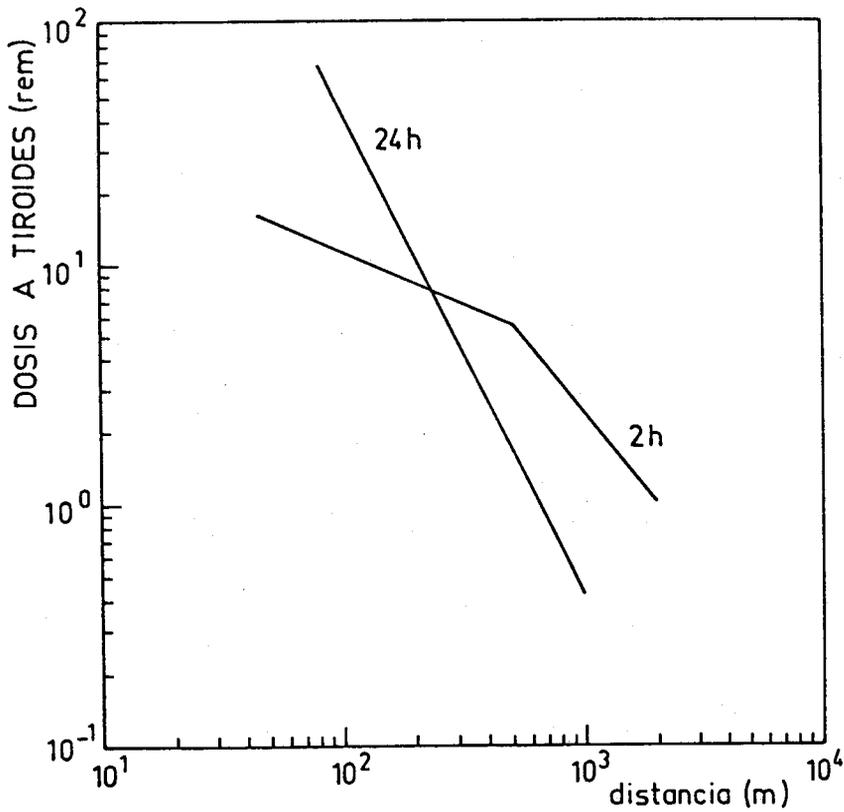


Figure 1: Dosis a tiroides por inhalación de radioiodos. La liberación inmediata después de ocurrido el accidente. Hipótesis de cálculo: a) Potencia de Operación, 10 Mw; b) Porcentaje de escape de radioiodos: 10%; c) tasa de fugas al medio ambiente: 5%/d; d) Meteorología: Metodología 0.6 Sutton/OIEA; e) tiempos exposición: 2 y 24 horas.

El Organismo Internacional de Energía Atómica ha auspiciado un manual para la conversión de núcleos de reactores de investigación que usan combustible de alto enriquecimiento de  $^{235}\text{U}$  ( $90\% \pm$ ) para uso de combustibles de bajo enriquecimiento de  $^{235}\text{U}$  ( $\leq 20\%$ ). Teniendo en cuenta que el reactor RP-10 usará un núcleo con combustibles tipo MTR al 20% en  $^{235}\text{U}$ , se considera como instalaciones de

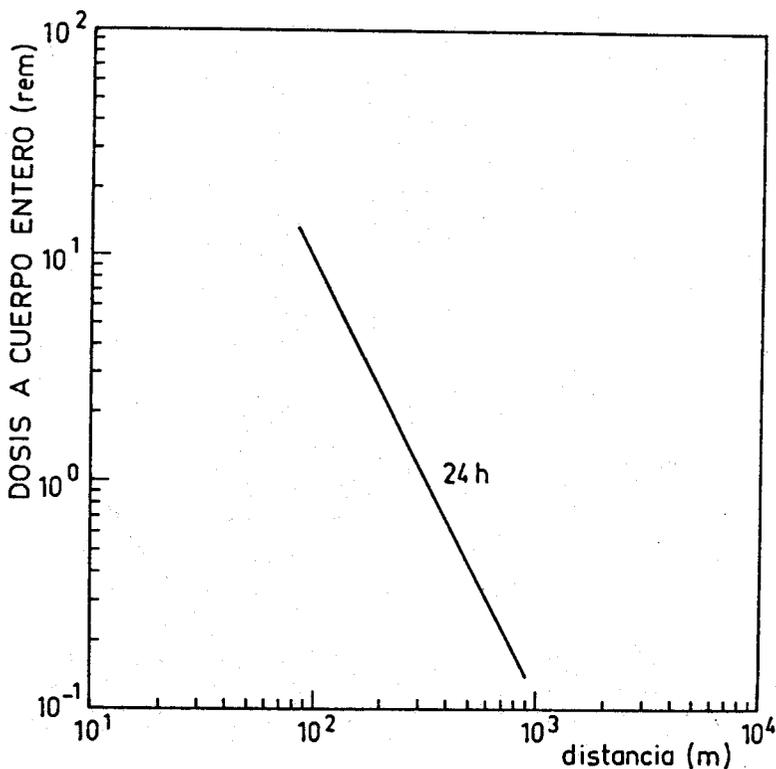
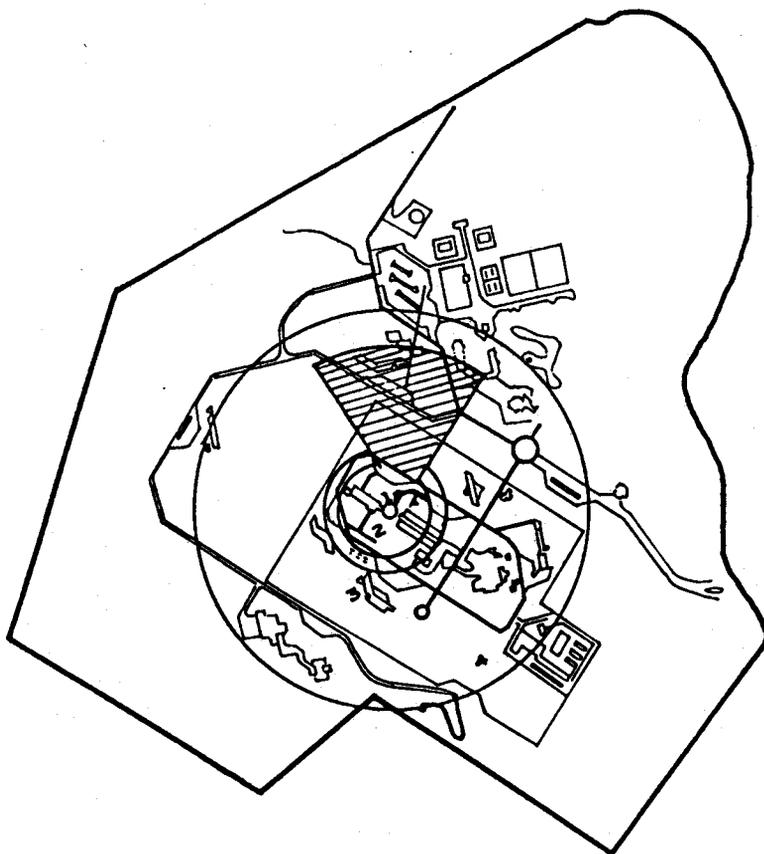


Figure 2: Dosis por inmersión en gases nobles. La liberación inmediata después de ocurrido el accidente. Hipótesis de cálculo: a) Potencia de Operación, 10 Mw; b) Porcentaje de escape de gases nobles: 100%; c) tasa de fugas al medio ambiente: 5%/d; d) meteorología: 0.6 Sutton/OIEA e) tiempos exposición: 24 horas.



**Figure 3: Límites y áreas asociados al emplazamiento del reactor RP-10. 1. Límite de operación:Edificio del reactor;2. Límite de emplazamiento:100m; 3. zona rural:200m y 4. Límite urbano:500m. Zona de Planificación de emergencia.**

Table 6a. Análisis comparativo: Accidente Base de Diseño (DBA)

REACTOR POTENCIA	CARACTERISTICAS	AREA DE EXCLUSION (bajo control del explotador) Distancia versus dosis	ZONA PROTEGIDA (de baja densidad poblacion) Distancia versus dosis
IAEA Argonne Laboratory; Programa RERTR; Setiembre 1980  Potencia: 10 Mw	-300 días funcionando a plena potencia -R. de pérdida $0.2\% d^{-1}$ -Fracción halógenos fuera de la contención: 25% -Fracción gases nobles fuera de la contención: 100%	A 500m:  tiroides: 4rem cuerpo entero 0.013rem	A 1000m:  tiroides: 1.1 rem cuerpo entero: 72 mrem
Oak Ridge Reactor Safety Analysis; ORNS-4169  Potencia: 45Mw	-Núcleo fundido: 100% -Iodos descargados: 50% 0.66% ret. en agua -Fact. de contaminación de filtros: 100%	tiroides: 16 rem  cuerpo entero: 7 rem	A 1000m  tiroides: 16 rem es la máxima dosis  cuerpo entero: 17 rem
Reactor JEN-1; Madrid, España  Potencia: 3Mw	-Escape a través del edificio de contención:  a) $50\% d^{-1}$ b) $10\% d^{-1}$	a) 160m  b) dosis debajo de lo establecido en 10 CFR 100	a) 860m.  b) 580m
RP-10; CNIP, Lima Perú  Potencia 10Mw	Fracción de núcleo fallado: 0.2  Tasa de descarga del edificio del reactor: 5%	a) A 200m (2h) tiroides: 8rem cuerpo entero: 3.3 rem b) A 500m (2h) tiroides: 5.6rem cuerpo entero: 2.0rem	A 200m(24h) tiroides: 11rem cuerpo entero: 2.5rem A 500m(24h) tiroides: 1.15rem cuerpo entero: 0.42 rem

Table 6b. *Análisis comparativo: Accidente Base de Diseño (DBA)*

REACTOR  POTENCIA	CARACTERISTICAS	AREA DE EXCLUSION bajo control del explotador Distancia menor de la instal. al borde de la zona en m.	ZONA PROTEGIDA (de baja densidad población) Distancia menor de la instal. al borde de la zona en m.
JEN III C.N. Soria España  Potencia 20Mw	Caso a) E-0.1% $d^{-1}$ : 1er día E-0.02% $d^{-1}$ : 29ds sgts. Caso b) E-1.0% $d^{-1}$ : 1er día E-0.5% $d^{-1}$ : 29ds sgts Caso c) E-10% $d^{-1}$ : 1er día E-5% $d^{-1}$ : 29ds sgts	125  500  3 500	400  2 000  11 000

referencia, las presentadas en el programa auspiciado por el OIEA, denominado RERTR (*Reduced Enrichment Research and Test Reactor*).

**ANALISIS:** En la tabla 6 se presenta el análisis comparativo de las características básicas de algunos reactores de investigación, así como las consecuencias radiológicas considerando el *accidente base de diseño* (DBA) y las Normas 10 CFR100 USA que establecen los límites siguientes:

- a. *Zona de exclusión:* en las dos horas siguientes al DBA las dosis deben ser menores a 300 rem a tiroides y 25 rem a cuerpo entero.
- b. *Zona Protegida:* en los 30 días siguientes al accidente la dosis acumulada debe ser menor a 300 rem a tiroides y 25 rem a cuerpo entero.

### 3 Conclusiones y Discusión

La evaluación de seguridad del emplazamiento del reactor RP-10 mediante la utilización simultánea de los métodos de *Normalización*, *Cálculos Independientes* y *Comparación con Instalaciones Nucleares Similares* permiten concluir que el emplazamiento de dicha instalación está de acuerdo con los criterios y normas de seguridad de reconocida validez internacional.

La estimación de las consecuencias radiológicas en el hipotético accidente base de diseño de pérdida de refrigerante del reactor, considerada el más grave, permiten concluir que la protección de la población y medio ambiente circundante al emplazamiento del reactor están garantizados de no sufrir riesgo radiológico indebido. De los 3 métodos utilizados, el de *Cálculos Independientes* tiene mayor validez científica pues permite conocer el fundamento de la *Normativa de Seguridad* respecto al control de riesgo potencial de las instalaciones nucleares.

### Referencias

- [1] *Research Reactor Site Evaluation*, ANSI/ANS 15.7, 1977
- [2] *IAEA Guide Book on Safety and Licensing Aspects of Research Reactor Core Conversion from HEU to LEU Fuels*, Argonne National Laboratory, setiembre 1980
- [3] F. T. Binford, *The Oak Ridge Research Reactor Safety Analisis*, ORNL-4169 Vol., II
- [4] *Informe de Seguridad del Reactor JEN-1 Modificado*, C.N.E.N. "Juan Vigón", Madrid, 1972

- [5] *Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enrichment uranium to the Use of Low Enrichment Uranium Fuels*, Guide Book, IAEA-TECDO-233, Viena 1980
- [6] A. Alonso, *Introducción a la Seguridad Nuclear*, Curso de Ingeniería Nuclear, JEN, España
- [7] A. Barthoux, *Etudes Experimentales Concernant le Confinement de la Contamination en Cas d'Accident de Reacteur*, STI-PUB 154, IAEA, 1967
- [8] J. Arenas, *Análisis de Accidente RP-10*, Informe Participación/CNEA-IPEN, 1984
- [9] *Análisis de Accidentes CNEA*, Informe Preliminar de Seguridad RP-10, Cap- XIV
- [10] *Evaluación de la Zona de Emplazamiento y del Area de Influencia del CNIP*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, CNEA, 1981

Evaluación de seguridad nuclear del emplazamiento del reactor de investigación RP-10 por José Arenas se distribuye bajo una Licencia Creative Commons Atribución-NoComercial-SinDerivar 4.0 Internacional.