

EVALUACION DE CONSECUENCIAS RADIOLOGICAS DURANTE LAS EMERGENCIAS EN EL REACTOR DE INVESTIGACION RP10

Jaime Languasco

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

Recibido el 10 de octubre 1989.

ABSTRACT

A computer program to calculate dosis of radiation during radiological emergencies due to an accident in the Peruvian Research 10 Mw Reactor has been elaborated. The results from ACRE program are shown graphically so permit as the estimation of individual doses two hours after the fission products leak start.

RESUMEN

Se ha elaborado un programa de cómputo para calcular la dosis durante las emergencias radiológicas originadas por un accidente en el reactor peruano de investigación de 10 Mw. Los resultados obtenidos del programa denominado ACRE se presentan en forma gráfica permitiendo de esta manera una estimación rápida de la dosis a firma AID (Grenoble-Francia) modelo J-25.

1. INTRODUCCION

En una situación accidental en el reactor, es muy importante la evaluación de las posibles consecuencias al medio ambiente de la manera más rápida y exacta que sea posible lograr, a fin de aplicar las contramedidas adecuadas según los niveles de intervención fijados en el plan de emergencias [1].

Se tiene previsto que en caso que ocurra una emergencia radiológica en el RP10 un equipo de evaluación ambiental medirá la tasa de dosis a una distancia determinada y esta información lo transmitirá por radio al centro de control de la emergencia donde otro equipo utilizará esa información para las estimaciones de dosis.

Para poder realizar esa estimación era necesario el contar con algún tipo de nomograma o gráfico que pueda utilizarse teniendo como datos de entrada el tipo de estabilidad, la velocidad del viento, la distancia y la tasa de dosis [2,5].

Por esta razón se elaboró el programa ACRE que realiza cálculos para diferentes posibilidades que pueden presentarse en el RP10.

2. FUNDAMENTO TEORICO DEL METODO DE ANALISIS

2.1 DIFUSION Y TRANSPORTE DE LOS RADIONUCLEIDOS

Para la estimación de los factores de dilución existen diferentes modelos de los cuales el modelo de dispersión de Gauss será utilizado en nuestro trabajo.

Para el caso de emisiones prolongadas (emisiones que duran más de una hora hasta un día) [3] el factor de dilución en un punto localizado $(x, 0, z=0)$ está dado por:

$$\frac{X}{Q} = \frac{(2/\pi)^{1/2} \cdot \exp(-H^2/2 \Sigma_z^2) \cdot f(\Sigma_z, H, h_i)}{\Sigma_z \cdot \pi \cdot \theta \cdot U \cdot X}, \quad (1)$$

donde:

$X(x, \theta, z=0)$	= Concentración integrada en el tiempo en un punto donde el periodo de tiempo en el cual se ha integrado la concentración es igual a la duración de la emisión.
Q (Ci)	= Actividad emitida efectiva.
Σ_z (m)	= Desviación standard en la dirección z, corregida por efecto del edificio.
θ (radianes)	= Angulo subtendido por la pluma desde el punto de emisión.
U (m/s)	= Velocidad media del viento a la altura de la emisión.
H (m)	= Altura de emisión efectiva.
x (m)	= Distancia desde el la fuente en la dirección de la nube.
$f(\Sigma_z, H, h_i)$	= Función de corrección por inversión de temperatura.
$z=0$	= Nivel del suelo.

2.2 CATEGORIAS DE ESTABILIDAD

Según las categorías de estabilidad de Pasquill, idealmente, la definición de las categorías deberán estar basadas directamente en intensidades de turbulencia [3,4]. Ver tabla 1.

La desviación estandar vertical como una función de la distancia en la dirección del viento, x , esta dada por:

$$\sigma_z = g(x) \cdot F(z_0, x), \quad (2)$$

donde:

$$g(x) = \frac{a1 \cdot x^{b1}}{(1+a2 \cdot x^{b2})} , \quad (3)$$

$$F(z0,x) = \text{Ln} [c1 x^{d1} (1 + \frac{1}{c2 x^{d2}})], \quad (4)$$

cuando $z > 0.1$ m.

Los parámetros $a1$, $b1$, $a2$ y $b2$ dependen de la estabilidad atmosférica y los parámetros $c1$, $c2$, $d1$ y $d2$ dependen de la rugosidad de la superficie.

Tabla 1: Relación de turbulencia atmosférica con las categorías de estabilidad de Pasquill.

Velocidad del Viento a 10m. de la superficie (m/s).	Insolación del día			Nubocidad en la Noche	
	Fuerte	Moderado	Ligero	$\geq 4/8$	$\leq 3/8$
<2	A	A-B	B		
2-3	A-B	B	C	E	F
3-5	B	B-C	C	D	E
5-6	C	C-D	D	D	D
>6	C	D	D	D	D

La desviación estandar z modificado por efecto de edificio esta dada por la relación

$$\Sigma_z = \Sigma_z \text{ max} = (\sigma z^2 + C \cdot Ab/\pi)^{1/2} , \quad (5)$$

donde Ab es el área transversal del edificio cercano normal a la dirección del viento y C es el factor relacionado al Ab a la presión observada, el cual varía entre 0.5 y 2.0.

2.3 INVENTARIO EN EL NUCLEO

Estará dado por la relación [8]:

$$Q = \text{Pot. RF} \cdot (1 - \exp(-\lambda \cdot \text{top})) \cdot 0.84 , \quad (6)$$

donde Pot es la potencia es la potencia del reactor (Mw), RF es el Rendimiento de fisión, λ es la constante de decaimiento (1/s) y top es el tiempo de operación (s).

2.4 CANTIDAD DE MATERIAL RADIATIVO LIBERADO

La tasa de escape de la contención para gases nobles (G.N.) está dada por la relación

$$dQN/dt = Q_n.FN.exp(-kn.t), \quad (7)$$

donde

$$FN = flnn.flnc.ffn.tfc$$

y

$$kn = \lambda + tfc$$

en las cuales, flnn es la fracción liberada de G.N. núcleo-agua, flnc es la fracción liberada de G.N. agua-contención, ffn es la fracción de falla en el núcleo, tfc es la tasa de fuga de la contención (1/s)

La cantidad de gases nobles vertida al ambiente está dada por la relación

$$QN = Q_n.FN.(1-exp(-kn.t))/kn, \quad (8)$$

donde Qn es el inventario radiactivo de los gases nobles.

2.5 EVALUACION DE DOSIS

Para evaluar la dosis utilizarán las siguientes relaciones [7 - 10]:

$$\text{Tasa de dosis} \quad XX = 0.25.E.fdi.QN, \quad (9)$$

$$\text{Dosis por inmersión} \quad Dn = DFON.fdi.QN, \quad (10)$$

$$\text{Dosis a la tiroides} \quad Di = QI.FDOI.TR.fdi, \quad (11)$$

donde FDON es el factor dosimétrico para inmersión (rem.m³/Ci.s), FDOI es el factor dosimétrico por radioyodos (rem/Ci), QN es la tasa de emisión de gases radiactivos al ambiente (Ci/s), fdi es el factor de dilución (s/m³), TR es la tasa de respiración (m³/s), E es la energía promedio (gamma) (MeV/des.), XX es la tasa de dosis (Rad/s) y QI es la cantidad emitida de radioyodos (Ci), calculada con una relación similar a (8), correspondiente a QN.

3. APLICACION DEL METODO DE ANALISIS

3.1. HIPOTESIS DE CALCULO

Para calcular las consecuencias las consecuencias radiológicas debido a eventuales accidentes en el reactor se consideran las siguientes hipótesis: i) que el evento máximo es el de taponamiento de canales de refrigeración [6] ii) que el 100% de los gases nobles pasan a la contención iii) que la fracción de radioyodos que pasan del núcleo a la contención es 0.0025 [1,6].

Los radioisótopos considerados son: I-131, I-132, I-134, I-135, Kr-85m, Kr- 87, Kr-88, Xe-133, Xe-135. Para tener un valor de referencia se ha considerado que ocurre el evento máximo creíble que consiste en la fusión de ocho placas combustibles lo que significa el 1.8% de fusión del núcleo. Además se considera una tasa de fuga de la contención de 50% por día de acuerdo a algunas mediciones efectuadas. Estas dos consideraciones dan un valor para la fracción de fuga por segundo de gases nobles FN de 0.1042 E- 06.

3.2 ELPROGRAMA DE CALCULO "ACRE"

El programa "ACRE", anunciado en la sección 1, ha sido desarrollado en un computador DIGITAL modelo PRO-350 en lenguaje BASIC. La secuencia de cálculo es la siguiente: 1) se lee Lectura de datos de rendimiento de fisión, constante de decaimiento y factores dosimétricos, 2) se calcula el inventario radiactivo y los factores de dilución para diferentes clases de estabilidad atmosférica, 3) se calcula la relación entre la tasa de gases nobles que se fugan y la tasa de dosis en un punto de interés fuera de la instalación y, finalmente, 4) se calcula la dosis por inmersión y a la tiroides para diferentes valores de factores de dilución.

4. RESULTADOS

Los resultados obtenidos utilizando el programa ACRE estan en las figuras del 1 al 6. Estos gráficos nos permitirán estimar la dosis individual a dos horas según el siguiente procedimiento:

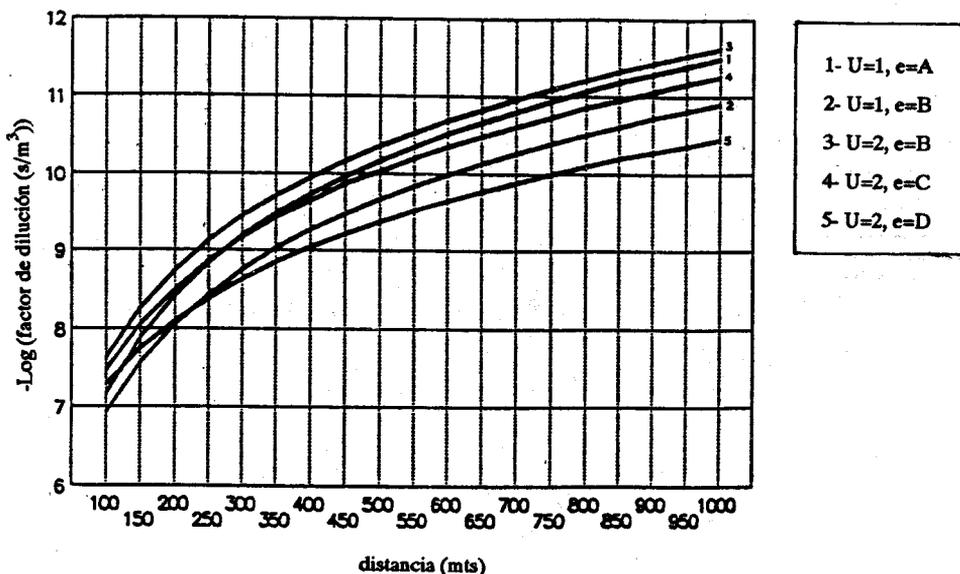
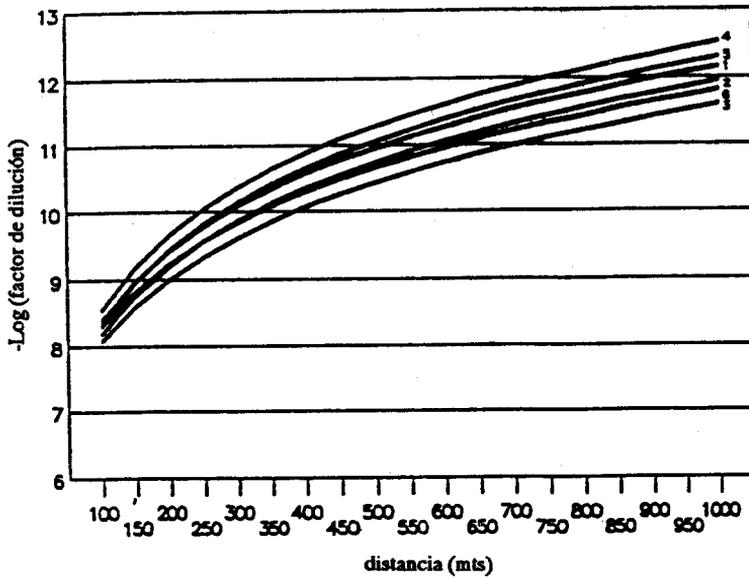
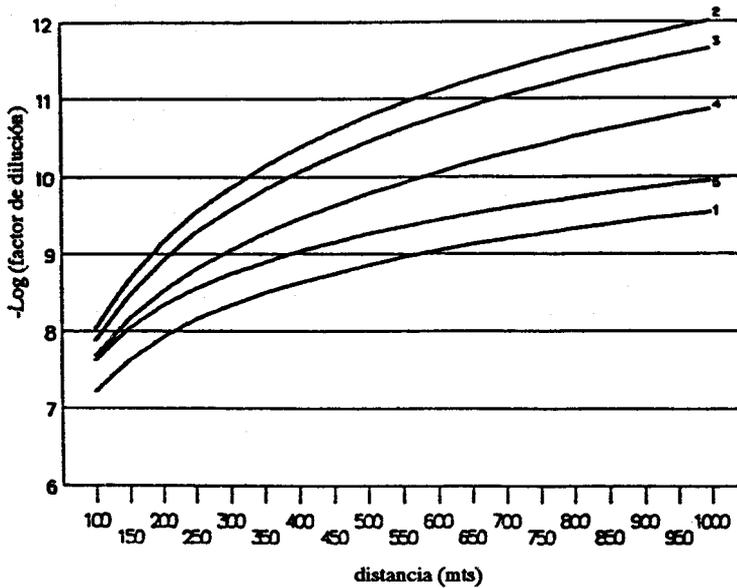


Fig. 1: Curva par el cálculo del factor dilución para cada estabilidad atmosférica en función de la distancia respecto al reactor, para velocidades de viento (U) 1 y 2 m/s y estabilidad A, B, C y D, de acuerdo a la tabla 1.



- 1- U=4, e=B
- 2- U=4, e=C
- 3- U=4, e=D
- 4- U=5, e=B
- 5- U=5, e=C
- 6- U=5, e=D

Fig. 2: Figura similar a la Fig. 1, para velocidades de viento (U) = 4 y 5 m/s.



- 1- U=2, e=F
- 2- U=3, e=B
- 3- U=3, e=C
- 4- U=3, e=E
- 5- U=3, e=F

Fig. 3: Figura similar a la Fig. 1, para velocidades de viento (U) = 2 y 3 m/s.

- i) con la información meteorológica, se obtiene la velocidad de viento, grado de insolación y la distancia con alguna de las figuras 1,2,3 según corresponda se determina el parámetro: $-\log(fdi)$,
- ii) con el parámetro $-\log(fdi)$ se determina con la figura 5 el valor de Y (tasa de gases nobles/tasa de dosis (rad/h)),
- iii) con la tasa de dosis obtenido durante las mediciones ambientales se calcula el valor de la tasa de gases nobles (TGN) con la fórmula

$$TGN(Ci/s) = Y * \text{Tasa de dosis (rad/h)},$$

- iv) con la información del tiempo transcurrido desde el inicio de la emisión de los productos radiactivos hasta el momento del monitoreo (t muestreo) se halla con la figura 4 el valor del parámetro TFN,

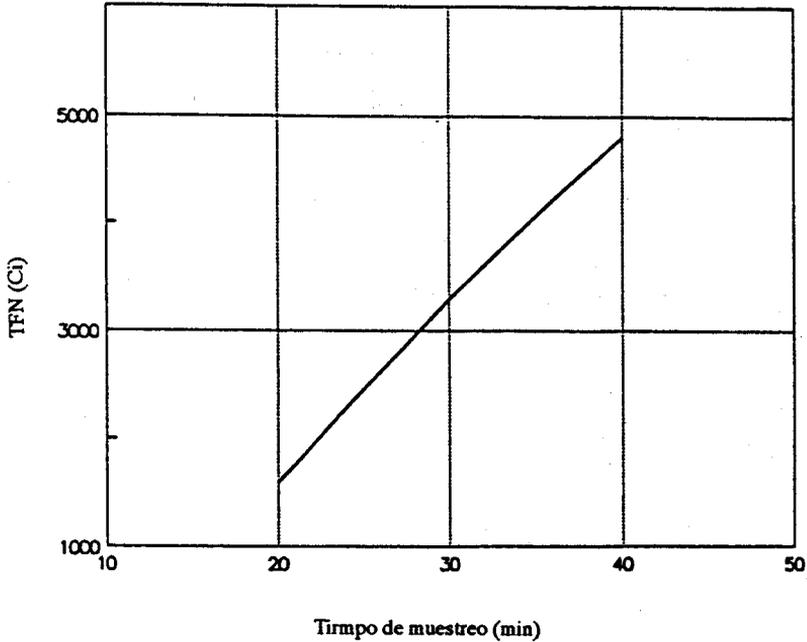


Fig. 4: Cantidad en Ci de gases nobles que potencialmente se pueden escapar (TFN) en función del tiempo de muestreo (min)

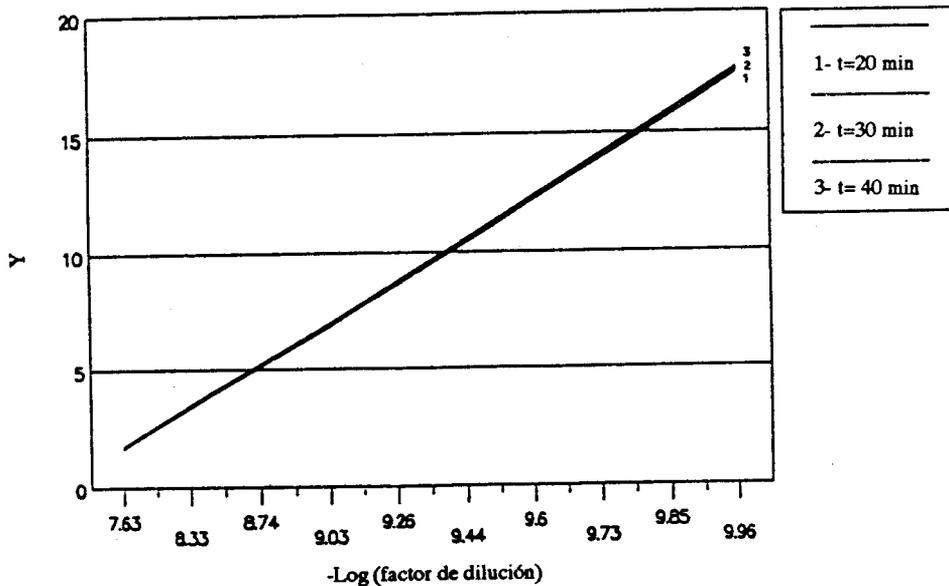


Fig. 5: Cociente entre la tasa de gases nobles emitidos y tasa de dosis (rad/h) en función de -log (factor de dilución).

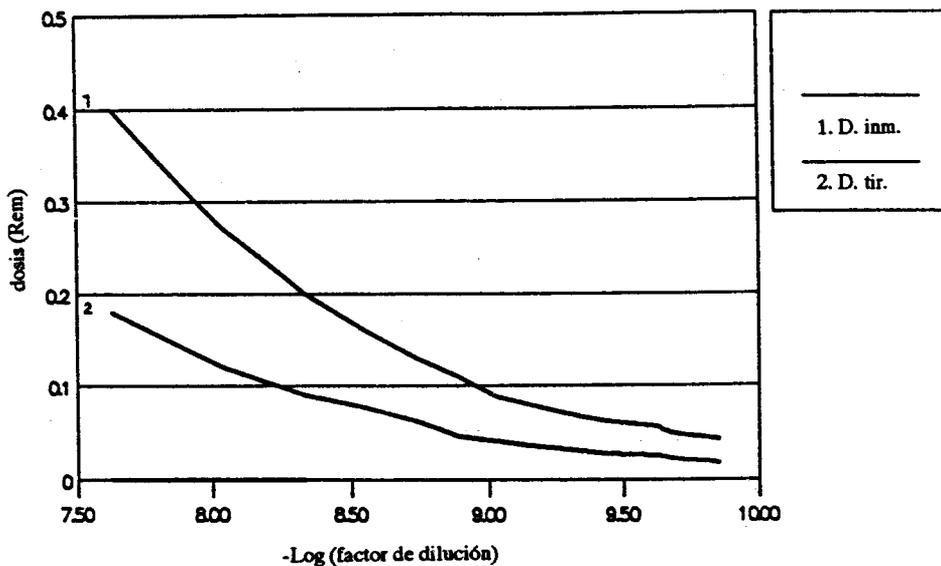


Fig. 6: Dosis individual (rem) para una fracción de gases nobles que fugan al medio ambiente (FN) igual a $0.1042E-6$.

- v) se calcula el valor de FN (fracción de los gases nobles que se escapan por segundo al ambiente) mediante la relación

$$FN(1/s) = \frac{TGN (Ci/s)}{TFN (Ci)}$$

- donde TFN es la cantidad potencial de gases nobles que pueden escapar,
vi) conocido ya el FN con la figura 6, se determina las dosis por inmersión y a la tiroides. Para la figura 6, FN vale 0.1042E-06, si el valor hallado difiere se calcula la dosis con la relación

$$\text{Dosis} = \text{Dosis (gráfico 6)} \frac{FN (\text{calculado})}{0.1042E - 06}$$

5. EJEMPLO DE CALCULO

Tomemos el caso de un accidente hipotético en las siguientes condiciones: velocidad de viento= 2.9 m/s, grado de insolación del día = ligero, dirección del viento = sur-oeste, tasa de exposición = 0.2 R/h, distancia desde reactor = 250m.

Según la tabla N° 1 la categoría de estabilidad es C, mediante la figura N° 3 se determina el $-\log(fdi) = 9.2$. Con este valor se determina el valor de $Y = 8.8$.

Por otro lado determinamos QFN de la siguiente manera: $QFN = 9.2 * 0.2 = 1.84 \text{ Ci/s}$. Mediante la figura N° 4 se determina $TFN = 4.5E6$. Entonces el FN_c (FN calculado) es $1.84 \text{ Ci/s} / 4.5E6 = 0.408E-06$.

Para un FN calculado con el programa ACRE igual 0.1042E-06 (figura 6), se obtiene la dosis inmersión igual 0.09 Rem y la dosis tiroides igual a 0.04 Rem.

Entonces la dosis que recibiría un individuo que permaneciera dos horas desde que se inició la emisión de productos radiactivos en el punto de evaluación es: dosis por inmersión = 0.36 Rem y dosis a la tiroides = 0.16 Rem

6. CONCLUSIONES

La posibilidad de usar los gráficos permite una evaluación rápida, de mucha utilidad para primeras decisiones sobre medidas para mitigar las consecuencias y poder realizar esa evaluación aunque no se encuentren operativas las computadoras, pero es recomendable utilizar ambos métodos.

Las dosis que recibiría una persona en las cercanías del reactor, a una distancia de 250 metros, si permaneciera dos horas en el mismo lugar, es pequeña, siendo aún menor que el límite máximo anual para un trabajador ocupacionalmente expuesto que es de 5 Rem.

REFERENCIAS

- [1] *CNEA IPEN (DSNPR Y RP10), Plan de Emergencia Radiológico-Elevación de Potencia 10 MW / RP10, Lima, 1989.*
- [2] *Technical Reports Series N°152, IAEA, Vienna, 1974*
- [3] *Guidelines for Calculating Radiation Doses to Public from a release of Airborne Radioactive Material Under Hypothetical Accident Conditions in Nuclear Reactor, Draft CSA Standard N288.2 -1986, Canadian Standards Association.*
- [4] *American Nuclear Society and IEEE, PRA procedures, NUREG /CR -2300 vol. 2.*
- [5] *OMS-Emergency Plan in the Event of an Accident in a Nuclear Installation, France, 1984.*
- [6] *Romani C., ACCIPAN; DSNPR, Cate, 1989, Lima.*
- [7] *Woodruff W. L., Doser-Code for Radiological Consequences Analysis Argonne National Laboratory, 1984.*
- [8] *Woodruff W. L. et. al., Proceedings of the Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Argonne Illinois, 1984.*
- [9] *J.E.N., 370, Guía Práctica del Método Analítico Utilizado por el Departamento de Seguridad Nuclear para el Cálculo de Niveles de Exposición y Dosis Equivalentes (individual y colectiva) a la Población como Consecuencia de la Operación Normal o Situación Accidental de las Instalaciones Nucleares; Madrid, 1977.*
- [10] *U. S. Atomic Energy Commision, Regulatory Guide 1.4, 1974.*

Evaluación de consecuencias radiológicas durante las emergencias en el reactor de investigación RP-10 por Jaime Languasco se distribuye bajo una Licencia Creative Commons Atribución-NoComercial-SinDerivar 4.0 Internacional.