

Determinación de la potencia de decaimiento para un núcleo de diseño de U_3O_8 usando ORIGEN 2.1

José Castro^{1,*}, Alberto Gallardo¹, Marcelo Madariaga²

¹ Dirección de Producción, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Autoridad Regulatoria Nacional, Buenos Aires, Argentina

Resumen

Luego de la operación de un reactor nuclear de investigación, a una potencia superior a los 300 kW, se requiere de un tiempo de refrigeración para extraer el calor residual del núcleo, debido al incremento de temperatura producido por las energías emitidas de los productos de fisión, común en los reactores. Hay un tiempo corto en donde esta potencia calorífica cae hasta un 6 % luego de la parada del reactor. La importancia de conocer esta potencia obedece al tema de los eventos accidentales que puede provocar y afectar a los combustibles luego de una parada brusca del reactor, cuando se produce un corte en el sistema de refrigeración y no hay otra refrigeración que la que rodea al núcleo del reactor. En este trabajo se muestra los resultados de cálculo de la potencia residual del núcleo de U_3O_8 para el reactor RP-10, utilizando el código de cálculo ORIGEN 2.1 y verificando la seguridad del núcleo propuesto dentro de los límites de seguridad contempladas para el reactor.

Determination of the decay power for a U_3O_8 designed core using the Origen 2.1 code

Abstract

After the operation of a nuclear research reactor at a higher power (more than 300 kW), a cooling time is required to remove the residual heat from the core due to the heat produced by the energy emitted by fission products, this fact is common in reactors. There is a short time where the heat output falls to 6 % after the reactor shutdown, the importance of knowing this power is because of the accidental events that this power could cause and affect the fuel after a sudden shutdown in the cooling system of the reactor and there is any other refrigeration system, only that one surrounding the reactor core. This report shows the results of the calculation of the U_3O_8 core residual power for the RP-10, using the ORIGEN 2.1 calculation code, verifying the safety of the proposed core within the safety limits accepted for the reactor.

1. Introducción

Este estudio fue realizado para un núcleo base de diseño, en el cual se considera un período de operación durante 340 días a una potencia de 10 MW y que conservadoramente se tiene una potencia de 277.78 kW por combustible, de un total de 36 elementos combustibles que conforman el núcleo. Empleando el código de cálculo ORIGEN 2.1 [1] podemos determinar la potencia térmica de cada uno de los 1701 radionucleídos que considera el código en su base de datos, sean estos productos de activación, actínidos o productos de fisión, los cuales contribuyen a la formación del calor residual después de la parada del reactor y que van decayendo de acuerdo con la naturaleza de los radionucleídos mencionados.

La potencia de decaimiento es el calor liberado como resultado del decaimiento

radiactivo de los productos de fisión. Esto sucede cuando la radiación interactúa con los materiales; es decir, la energía de las partículas alfa, beta y gamma son convertidas en agitación térmica de los átomos.

En una reacción de fisión nuclear, se libera aproximadamente 187 MeV de energía, de manera instantánea y en forma de energía cinética de los productos de fisión, sumado a la energía cinética de los neutrones de fisión, más la energía de los gammas instantáneos o rayos gamma de la captura de neutrones, un tiempo después se adiciona unos 23 MeV de energía a partir del decaimiento beta de los productos de fisión. De estos 23 MeV de los betas –aproximadamente 10 MeV– se encuentra en forma de neutrinos y como los neutrinos tienen una interacción muy débil,

* Correspondencia autor: jcastro@ipen.gob.pe

no se depositan en el núcleo del reactor, teniendo entonces 13 MeV, que representan el 6.5 % de la energía total de fisión, el cual se deposita en el núcleo del reactor después de ocurrida la reacción de fisión [2].

Cuando un reactor se apaga y no ocurre ninguna fisión nuclear a gran escala, la principal fuente de producción de calor será debido al decaimiento beta de los fragmentos de fisión. Por esta razón, en el momento del apagado del reactor, el calor por decaimiento será aproximadamente el 6.5% de la potencia previa del reactor si este ha tenido una historia de potencia larga y estable. La tasa de producción de calor por decaimiento bajará lentamente en el tiempo, la curva de decaimiento depende de las proporciones de los varios productos de la fisión en el núcleo y de sus respectivas vidas medias.

El combustible nuclear que emplea el reactor RP-10 (U_3O_8) contiene una gran cantidad de radionucleídos diferentes que contribuyen al calor por decaimiento o potencia de decaimiento, y que se encuentran sometidos a la ley de decaimiento radiactivo; por esa razón algunos modelos de cálculo como el ORIGEN, consideran al calor de decaimiento como la suma de funciones exponenciales con diferentes constantes de decaimiento y contribución inicial a la tasa de decaimiento. Un modelo más exacto consideraría los efectos de los precursores, dado que muchos isótopos siguen varios pasos en su cadena de decaimiento radiactivo, y el decaimiento de los productos derivados tendrá un mayor peso relativo en función del tiempo de apagado del reactor.

En todos los reactores del mundo es considerado de gran importancia la remoción del calor de decaimiento como un tema de seguridad para el núcleo del reactor [3], tanto en el caso de un apagado normal del reactor o en caso que haya sido apagado por una interrupción brusca del flujo de refrigerante. En el reactor RP-10 se contempla el empleo de volantes de inercia para un corte de energía brusco en el sistema de bombas del primario, los cuales mantendrían un flujo de refrigerante aproximadamente de 120 segundos, después de este período de tiempo se abrirían las clapetas en el interior del tanque del reactor manteniendo la refrigeración en modo de refrigeración

convencional, que de acuerdo con las especificaciones técnicas del reactor RP-10, se da para un caso de funcionamiento del reactor a una potencia de 320 kW, esto quiere decir que en el lapso de 120 segundos la potencia de decaimiento no debe sobrepasar esa potencia.

Este estudio con el uso del código de cálculo ORIGEN 2.1 busca construir la gráfica de la potencia de decaimiento en función del tiempo para el reactor RP-10 y demostrar mediante la simulación que la potencia de decaimiento se mantiene por debajo de los 320 kW luego de transcurridos 120 segundos después del apagado brusco del reactor.

2. Metodología para determinar la potencia de decaimiento

Hay varias formas de obtener una curva de la potencia de decaimiento, una de ellas es empleando ecuaciones de aproximación, como la mostrada en la ecuación 1 y está basada en una formulación de Glasstone que fue publicada por Mc Master University [4]. Esta aproximación a la curva de calor por decaimiento es válida desde los 10 segundos hasta los 100 días después del apagado del reactor:

$$\frac{P}{P_0} = 0.066 \left[(\tau - \tau_s)^{-0.2} - \tau^{-0.2} \right] \quad (1)$$

Donde:

P: potencia de decaimiento.

P₀: potencia del reactor antes del apagado.

τ : es el tiempo total (operación + decaimiento) desde que el reactor partió (en segundos), y

τ_s : es el tiempo de operación del reactor desde que el reactor partió (en segundos).

Es una fórmula de relación entre la potencia de trabajo antes del apagado (P₀) y la potencia de decaimiento en función del tiempo después del apagado.

Otro modo de determinación es empleando el método que señala la Norma ANSI/ANS-5.1 [5], que emplea constantes establecidas para la relación Pd/Pmax.

También está el desarrollo cuantitativo de todos los radionucleídos obtenidos por el código ORIGEN que selecciona el aporte de

potencia de cada uno en función del tiempo.

2.1 Empleando el método de ANSI/ANS-5.1

El empleo del método usando la norma señalada se basa en un trabajo realizado en el IPEN para diversos tiempos de operación, 5 días, 60 días y 3 años, proyectando curvas en función de las constantes $G(t)$ y $F(t, \infty)$ [6].

En esta norma se hace referencia a la siguiente ecuación de la potencia de decaimiento:

$$P_d(t, T) = P'_d(t, T) \cdot G(t) \quad \dots (2)$$

Donde:

$P_d(t, T)$ es la potencia total de decaimiento en t segundos después de la parada de una operación histórica de T segundos de duración, en MeV/s.

$P'_d(t, T)$ es la potencia total de decaimiento de los productos de fisión que corresponden a $P_d(t, T)$, pero sin corregir por la captura neutrónica en los productos de fisión, MeV/s.

$G(t)$ es el factor que representa la captura neutrónica en los productos de fisión.

Para tiempos históricos de operación finita y sin considerar la captura neutrónica en los productos de fisión, se tiene la siguiente ecuación:

$$P'_d(t, T) = 1.02 \frac{P_{\max}}{Q} [F(t, \infty) - F(t+T, \infty)] \quad (3)$$

Donde:

P_{\max} es la potencia máxima de operación (MeV/s).

$F(t, \infty)$ es la constante de la tasa de fisión de la potencia de decaimiento de todos los radionucleídos dado en t segundos después de un período de operación.

De las ecuaciones 1 y 2 obtenemos la siguiente expresión:

$$\frac{P_d(t, T)}{P_{\max}} = 1.02 \frac{G(t)}{Q} [F(t, \infty) - F(t+T, \infty)] \quad \dots (4)$$

$Q = 200$ MeV/fisión para la fisión de un núcleo de U-235.

$G(t)$ puede ser obtenido de la norma ANSI/ANS-5.1 (Tabla).

$F(t, \infty)$ y $F(t+T, \infty)$ puede ser calculado usando los valores de la norma ANSI/ANS-5.1 (Tabla).

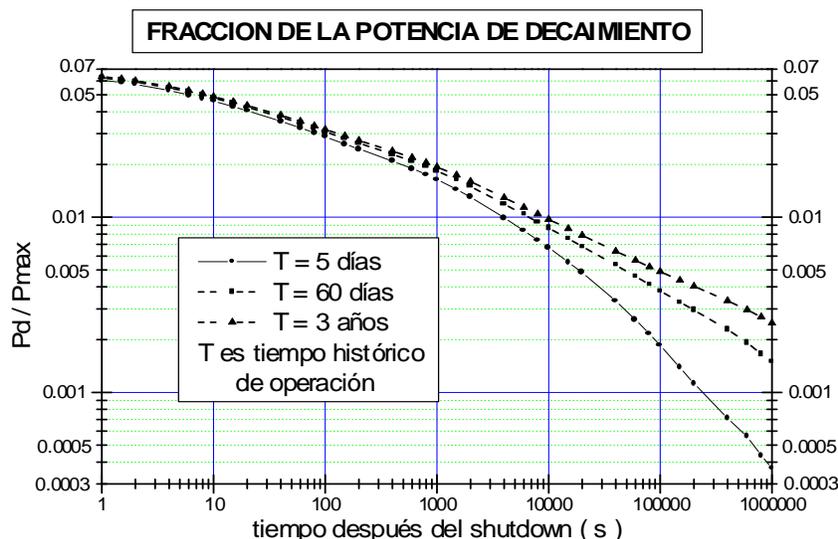


Figura 1. Evolución de la fracción de la potencia de decaimiento luego de una parada brusca del reactor nuclear RP-10.

En la Figura 1 se muestra los resultados obtenidos para diversos tiempos de operación del reactor RP-10, empleando las ecuaciones

de la norma ANSI/ANS-5.1, en donde se observa que la relación P_d/P_{\max} cae más rápido en función del tiempo de irradiación,

siendo el de menor tiempo de irradiación el que nos brinda los valores más bajos en la relación.

2.2 Empleando el código de cálculo ORIGEN 2.1

El código ORIGEN además de ser usado para determinar el inventario radiactivo de un reactor, puede determinar la potencia de decaimiento, como resultado de obtener la potencia que genera en watt para cada uno de los radionucléidos que resultan del programa, y que pueden ser: productos de activación, actínidos o productos de fisión; la suma de todos ellos nos dará la potencia térmica total o potencia de decaimiento, lógicamente el valor inicial de la potencia de decaimiento estará en función de la energía consumida del reactor la cual a su vez es función del producto del tiempo de operación por la potencia de trabajo. Los datos de entrada proporcionados al código de cálculo son:

a. La composición isotópica del combustible (Tabla 1)

- b. Potencia correspondiente a un elemento combustible: 277.8 kW
- c. Tiempo de operación: 340 días
- d. Tiempos de decaimiento: 100 días
- e. Quemado: 3400 MWD
- f. Elemento combustible: U_3O_8
- g. Densidad de uranio: 2.296 g/cm^3
- h. Densidad de meat: 4.3577 g/cm^3

Tabla 1. Composición isotópica de U_3O_8 .

Elemento	gramos
$^{92}U_{235}$	279.17053
$^{92}U_{238}$	1139.30737
$^8O_{16}$	258.30772
$^{13}Al_{27}$	3730.74420
$^{14}Si_{29}$	3.53658
$^{24}Cr_{52}$	0.02720
$^{29}Cu_{63}$	0.05441
$^{12}Mg_{24}$	0.00000
$^{26}Fe_{56}$	0.00000

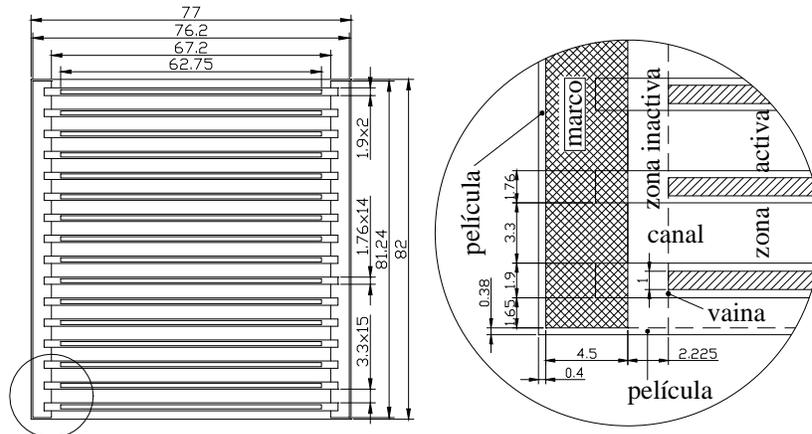


Figura 2. Sección de corte de las 16 placas del combustible de U_3O_8 que muestra en el detalle las dimensiones que tiene el canal de refrigeración para disipar el calor.

Las características del elemento combustible de U_3O_8 se muestran tanto en la Tabla 1 como en la Figura 2 [7], la composición es parte de los datos de entrada de ORIGEN 2.1 y las dimensiones proporcionan una idea de cómo sería la disipación de calor del combustible y como se refrigera un elemento combustible de tipo MTR.

2.3 Cálculo con ORIGEN 2.1 para determinar la potencia de decaimiento

La Figura 3 muestra un flujograma básico de los datos y resultados que emplea el código de cálculo ORIGEN 2.1 para determinar la potencia de decaimiento del reactor RP-10.

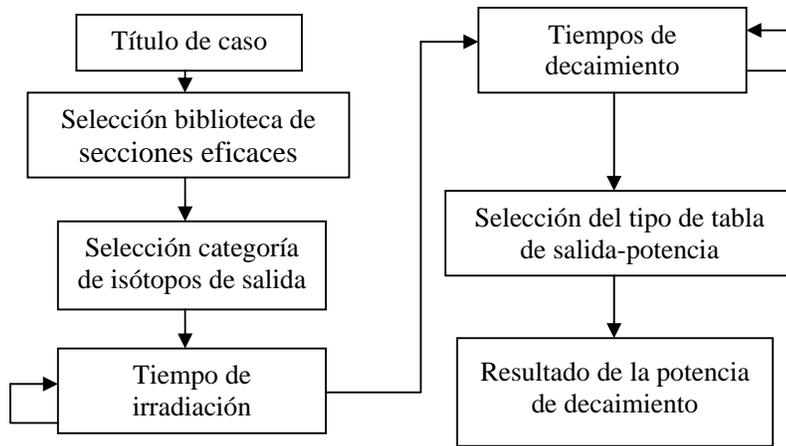


Figura 3. Flujograma básico de ORIGEN 2.1 para el cálculo de potencia de decaimiento.

3. Resultados y Discusión

A diferencia del cálculo del inventario radiactivo en los que se consideran ciertos números de radionucleídos, en este caso es necesario contar con la información de la potencia térmica de todos los productos de activación, actínidos y sus hijas y productos de fisión, y de todos los elementos combustibles que componen el núcleo del RP-10, este cálculo considera un núcleo homogéneo, donde cada elemento combustible proporciona 277.8 kW de potencia térmica. Del cálculo se ha tomado los valores totales de cada grupo mencionado (Tabla 2), en donde se puede observar que la mayor contribución se da por los productos de fisión, se puede observar que la potencia de decaimiento luego de un segundo para un elemento combustible es de 171 kW y que para los 36 EC es de 614 kW y que luego de 100 días la potencia decae a 5.468 kW.

Los 614.286 kW corresponde a 6.14% de la potencia de trabajo (10 MW); y el valor aproximado de la potencia de decaimiento luego de 120 segundos (Figura 4) alcanza un valor aproximado de 300.0 kW.

Otro resultado esperado es la intercomparación de la curva Pd/Pmax para las condiciones de estudio, obtenidas de la aplicación de la norma ANSI/ANS-5.1 para 5 días, 60 días y 3 años de operación y los resultados obtenidos de ORIGEN los cuales se observan en la Tabla 3.

La intercomparación de ambos se observa en la Figura 5, donde se aprecia que los resultados de ORIGEN encajan perfectamente entre las curvas de 60 días y 3 años obtenidas con la norma ANSI/ANS-5.1, mostrando compatibilidad entre los resultados teóricos que señala la norma y los resultados obtenidos por el código ORIGEN 2.1.

Tabla 2. Potencia de decaimiento para U_3O_8 del reactor RP-10, tiempo de irradiación 340 días, tiempo de decaimiento 100 días.

	DECAIM	10.05	1.0 hora	12.0 horas	1.0 día	10.0 días	15.0 días	20.0 días	24.0 días	28.0 días	30.0 días	100.0 días
Tiempo	1	10	1	12	1	10	15	20	24	28	30	100
T en s	1	10	3600	43200	86400	864000	1296000	1728000	2073600	2419200	2592000	8640000
P activac	3.23E+02	3.07E+02	4.79E+00	2.82E+00	1.62E+00	1.05E-04	2.74E-05	2.41E-05	2.19E-05	2.00E-05	1.91E-05	4.57E-06
Actinid-hijas	1.51E+02	1.51E+02	8.91E+01	6.74E+01	5.88E+01	6.55E+00	2.63E+00	1.32E+00	8.48E+01	5.82E+01	4.91E-01	1.06E-01
P fisión	1.66E+04	1.23E+04	3.34E+03	1.46E+03	1.17E+03	5.68E+02	4.79E+02	4.19E+02	3.81E+02	3.51E+02	3.38E+02	1.52E+02
Pd 1 EC P=	1.71E+04	1.27E+04	3.43E+04	1.53E+03	1.23E+03	5.75E+02	4.82E+02	4.20E+02	3.82E+02	3.51E+02	3.38E+02	1.52E+02
Pd de 36EC=	614286	457466.4	123512.688	55158.48	44158.04	20690.8958	17349.553	15113.4849	13757.318	12653.3347	12174.8731	5468.60176

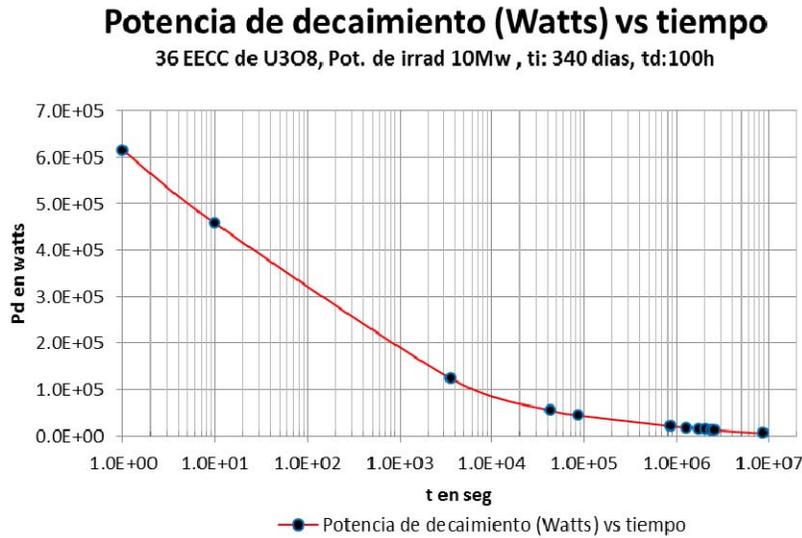


Figura 4. Potencia de decaimiento en función del tiempo, para 36 EC, potencia del reactor antes del apagado 10 MW, tiempo de operación: 100 días (8.64E6 s).

Tabla 3. Valores de fracción de potencia de decaimiento para 36 EC, 10 MW, 340 días y td: 100días.

	DECAIM	10.05	1.0 h	12.0 h	1.0 D	10.0 D	15.0 D	20.0 D	24.0 D	28.0 D	30.0 D	100.0 D
T en s	1	10	3600	43200	86400	864000	1296000	1728000	2073600	2419200	2592000	8640000
P/PD 36	0.061428	0.045746	0.01235	0.00551	0.0044	0.002069	0.001734	0.001511	0.0013757	0.00121	0.00121	0.00054
EC	6	64	12	5	1	09	9	35		74	74	68

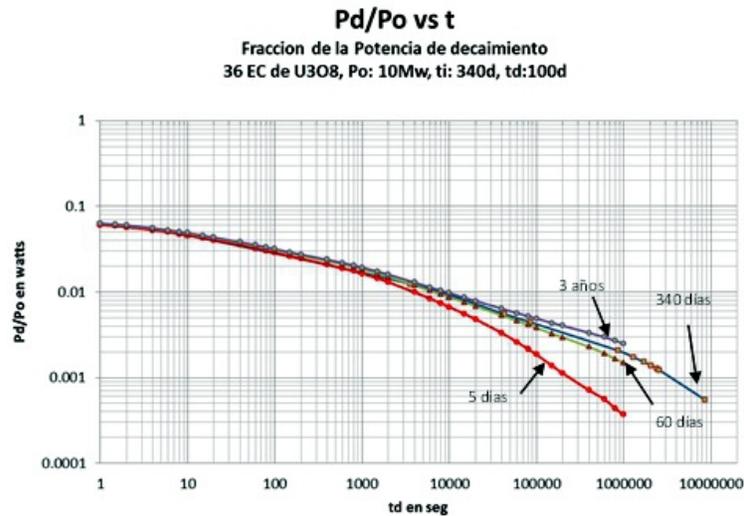


Figura 5. Intercomparación de las curvas a 5 días, 60 días y 3 años de operación continuas, elaboradas con ANS-5.1 comparándola con la curva a 340 días de operación realizada con ORIGEN 2.1

En la Figura 5 se muestra que la curva obtenida de la relación Pd/P_{max} con ORIGEN 2.1 para una operación continua de 340 días es compatible con los datos para 60 días y 3 años de operación continua, por ende mostramos que los resultados de ORIGEN 2.1 se adaptan a las curvas obtenidas

aplicando la norma ANSI/ANS-5.1 para diversos tiempos de operación del reactor, e inclusive la curva obtenida se extiende más allá del cálculo de la norma, lo cual es útil para cálculos que se extienden sobre $1E07$ s de tiempo de decaimiento.

4. Conclusiones

Se ha obtenido información, comparación y proyección de la potencia de decaimiento para el reactor RP-10 en las condiciones base de diseño del año 1988 y que a la fecha ha sido posible repetirla con el uso del código de Cálculo ORIGEN 2.1 comparándola con una norma ANS. El resultado es muy conservador para el análisis de accidente debido a la interrupción brusca del flujo de refrigerante del núcleo del reactor, corroborando que el tiempo de acción de las volantes de inercia de las bombas del primario cumplen plenamente su función en el tiempo requerido de 120 segundos.

Con este estudio se verifica que la seguridad del núcleo propuesto se encuentra dentro de los límites de seguridad contempladas en el modo de refrigeración por convección natural que indica que la potencia máxima de trabajo del reactor en este modo no debe superar los 320 kW, en el caso de una parada brusca del sistema de refrigeración del primario luego de 120 segundos las volantes de inercia dejan de actuar y se abren las clapetas; la potencia residual se encuentra en ese instante en un valor aproximado de 320 kW, que es el valor considerado para una situación de refrigeración por convección natural, por lo tanto aceptable como medida de seguridad.

5. Agradecimientos

Se agradece al grupo de Cálculo, Análisis y Seguridad por compartir información sobre el tema.

6. Bibliografía

- [1] Croff AG. A User's Manual for the Origen 2 Computer Code. Oak Ridge National Laboratory ORNL/TM-7175; 1980.
- [2] U.S. Department of Energy. DOE Fundamental handbook. Nuclear physics and reactor theory. Volume 1 of 2. Washington D.C: DOE; 1993. DOE-HDBK-1019/2-93. p. 61.
- [3] Nusbaumer Olivier. Decay heat in nuclear reactors. 2006. [Internet]. Disponible en: <http://www.ewp.rpi.edu/hartford/~ernesto/S2015/MP/MFS/Flahive/Decay%20Heat%20in%20Nuclear%20Reactors.pdf>
- [4] Garland WJ, Sauders F. Decay heat estimates for MNR. 1999. Technical Report 1998-03. [Internet]. Disponible en: <http://www.nuceng.ca/papers/decayhe1b.pdf>
- [5] American Nuclear Society. ANSI/ANS-5.1-1979. Decay heat power in light water reactors. Illinois, USA: ANS; 1979.
- [6] Gallardo A, Lázaro G, Nieto M. Análisis termohidráulico del accidente de pérdida de refrigerante en el reactor RP-10. Informe Técnico, Anexo I, Cálculo de la potencia del calor de decaimiento. Lima: IPEN. [Informe interno].
- [7] Castro J, Ticona B, Madariaga M. Determinación del inventario radiactivo de un elemento combustible del núcleo de diseño, de U_3O_8 mediante el código ORIGEN 2.1. Informe Científico Tecnológico. Volumen 14, 2014. [En prensa].