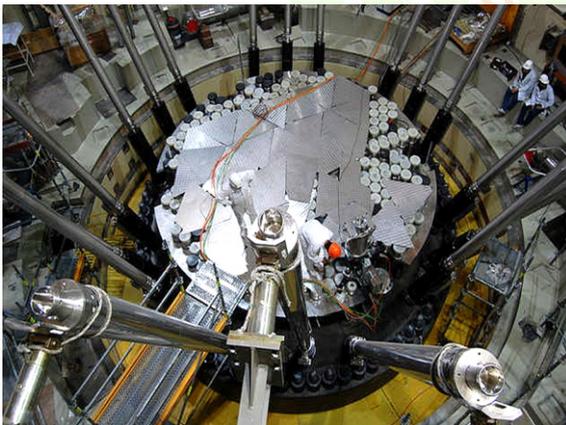




## Una mirada a cómo se controla la potencia del reactor en una central nuclear

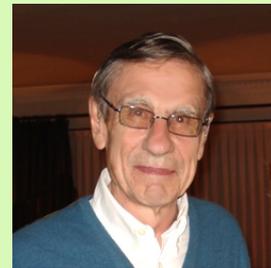
### Introducción

La mayor parte de las centrales nucleares en operación en el mundo son actualmente con agua a presión y básicamente de dos tipos PWR y PHWR. En las PWR el reactor utiliza como combustible<sup>1</sup> uranio enriquecido artificialmente (isótopo<sup>2</sup>  $U_{235}$ ) y como moderador y refrigerante agua liviana. En la PHWR utilizan como combustible uranio natural cuyo contenido en  $U_{235}$  es de 0,71 % y como moderador y refrigerante agua pesada<sup>3</sup>. El núcleo y los sistemas de control de potencia de los tipos citados poseen diferentes características. Esta hojita se referirá a las de la línea PHWR adoptada hasta hoy por nuestro país.



### Principios físicos

En la reacción de fisión un neutrón reacciona con el núcleo de uranio y lo divide en dos partes, que se conocen como fragmentos de fisión, emitiéndose instantáneamente 2 o 3 neutrones, radiación gamma y energía. Para que los neutrones emitidos sean aptos para producir nuevas fisiones, deben ser frenados hasta energías muy bajas. Para ello se coloca en el reactor, el llamado moderador. Los neutrones chocan con los núcleos del moderador y se van frenando. Durante este proceso parte de ellos escapa fuera del núcleo y el resto son en parte absorbidos por el mismo uranio sin producir fisión y en parte por los materiales del núcleo, hasta que finalmente un neutrón ya moderado, se lo llama en estado térmico, incide sobre un núcleo de  $U_{235}$  y produce una nueva fisión con lo que se establece la reacción en cadena. Para ello



autor:

**Horacio Huber**

**Ingeniero Mecánico y Electricista (UNLP)**

**Especializado en CNEA, Saclay (Francia) y Siemens (Alemania)**

**Ex funcionario de CNEA, ENACE y NA-SA**

**Colaborador en Unidad de Gestión Atucha II (NA-SA)**

debe existir una masa suficiente de  $U_{235}$  denominada masa crítica.

Si llamamos *flujo neutrónico* a la densidad de neutrones en estado térmico multiplicada por su velocidad, el número de fisiones por segundo que se producen por unidad de volumen de combustible es igual a una constante llamada *sección eficaz* que depende del combustible, multiplicado por el flujo neutrónico<sup>4</sup>.

### Cinética de reactores

En una etapa determinada de la reacción en cadena, la relación entre el número de neutrones pertenecientes a una cierta generación y la generación precedente se define como *factor de multiplicación efectivo* y se designa  $k_{ef}$ . Si  $k_{ef}$  es mayor que 1 el número de neutrones crece en cada generación en el número  $n$  ( $k_{ef} - 1$ ) donde  $n$  es el número de neutrones por unidad de volumen en una generación.

Si  $k_{ef}$  es igual a 1 la cantidad de neutrones se mantiene constante y el reactor está en estado llamado *crítico*. Si es



menor que 1 el reactor está en estado *sub-crítico* y la cantidad de neutrones va disminuyendo hasta que finalmente la

reacción se extingue.

En la operación normal del reactor el factor  $k_{ef}$  difiere poco de 1, por ello es más práctico para conocer el estado del núcleo definir  $k$  exceso igual a  $k_{ef} - 1$  y la llamada reactividad ( $\rho$  ó  $\delta k$ ) igual a  $k_{ef} - 1/k_{ef}$ .

Si llamamos *vida neutrónica* o *vida media*  $\tau$  al tiempo transcurrido entre la liberación de un neutrón en el proceso de fisión y su desaparición por absorción o por escape,  $n$  a la densidad de neutrones en un instante dado y  $t$  el tiempo, y a partir de un estado estable de la reacción con una densidad inicial de los neutrones igual a  $n_0$  introduzco una reactividad positiva  $\delta k$  matemáticamente se muestra que la evolución es:

$$n = n_0 \cdot e^{(\delta k / \tau) \cdot t}$$

Si por ejemplo introduzco un  $\delta k$  igual a 0,001 en un reactor donde  $\tau$  es del orden de  $10^{-3}$  segundos, al cabo de 3 segundos la densidad de neutrones aumentaría  $e^3$  o sea 20 veces. Este reactor sería muy difícil o imposible de controlar. Afortunadamente, una parte (0,65%) de los neutrones que contribuyen a mantener la reacción son emitidos por fragmentos de fisión que se desintegran con períodos diferentes, lo que significa que la vida media de los neutrones se alarga a un valor cercano a 0,1 seg y la evolución crece mucho más lentamente, lo que permite actuar para regular la densidad de neutrones.

### Control del reactor

La función del sistema de control de potencia del reactor es llevar la potencia al valor de referencia determinado y mantenerlo en ese valor. Las órdenes son dadas por el sistema de regulación de flujo neutrónico que actúa para igualar la potencia real al valor de la potencia de referencia ajustada, mediante movimientos de las barras de control. Paralelamente se controla la potencia de la turbina que impulsa el generador eléctrico.

Para producir variaciones lentas y amplias de reactividad, se recurre a la variación de temperatura del moderador y a la dilución de ácido bórico en el moderador.<sup>5</sup>

Durante el funcionamiento del reactor a potencia, aparecen efectos que modifican la reactividad inicial del núcleo, y que se deben compensar por el sistema de control para mantener la potencia en el valor

deseado. Por una parte debido al consumo de combustible disminuye la reactividad. El sistema de control actúa retirando barras de control hasta que llegan a una posición límite y se debe colocar combustible nuevo. Otros efectos que modifican la reactividad son la variación de la temperatura del combustible y del refrigerante y los llamados "venenos", fragmentos de fisión radioactivos muy absorbentes de neutrones cuya concentración aumenta desde el arranque hasta un valor de equilibrio función de la potencia alcanzada. El más importante es el Xenón.

El núcleo está diseñado para que una vez a plena potencia y con todos estos efectos presentes, el reactor disponga de una reserva de reactividad suficiente para efectuar los cambios de potencia.



Como las barras de control en su desplazamiento alteran la distribución axial o radial de flujo neutrónico en el núcleo, puede suceder que localmente la energía a extraer por el refrigerante del elemento combustible supere el valor máximo de diseño dañándolo. Por eso se dispone también un control de distribución de la potencia para evitar, mediante un control de posición de barras de control, distorsiones elevadas de la distribución del flujo de neutrones en el núcleo.

### REFERENCIAS

- 1 Ver Hoja de Conocimiento, páginas 33 y 34 "Una mirada a un combustible nuclear"
- 2 Ver Hoja de Conocimiento, páginas 1 y 2 "Una mirada a las radiaciones ionizantes"
- 3 Ver Hoja de Conocimiento, páginas 31 y 32 "Una mirada a una central nuclear"
- 4 Equivalencia  $3,1 \times 10^{10}$  fisiones / seg = 1 Watt
- 5 Mayormente en las Centrales Nucleares Atucha I y II



**Instituto de Energía y Desarrollo Sustentable**  
**Comisión Nacional de Energía Atómica**

Tel: 011-4704-1485 www.cnea.gov.ar/ieds

Av. del Libertador 8250 - (C1429BNP) C. A. de Buenos Aires - República Argentina

Año de edición: 2011 ISBN: 978-987-1323-12-8