

REVISIÓN INTEGRAL DE LA SEGURIDAD DE UN REACTOR NUCLEAR UNIVERSITARIO PARA USO EN DOCENCIA

Walter Miguel Keil, FCEFyN - UNC, walter.keil@unc.edu.ar

Alejandro Di Benedetto, CNEA, aledibe2003@gmail.com

Resumen

El proceso de revisión sistemática de todos los aspectos relacionados con la seguridad y determinación del estado actual de los “temas” de evaluación de estructuras, sistemas y componentes se plasmó en un trabajo de investigación y de categorización de las Funciones Fundamentales de Seguridad (FFS), Funciones de Seguridad Específicas (FSE) y de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) necesarios para cumplir con dichas funciones y su clasificación de seguridad. Además, se definieron las funciones de Monitoreo de Seguridad y estructuras, sistemas y componentes asociados con igual criterio.

El desarrollo de esta “revisión” produjo una visión global de la seguridad del reactor nuclear RA-0 (RA-0), de la calidad de la documentación obligatoria, de las prácticas y de la justificación del uso del reactor, y permitió particularizar y definir las medidas para corregir hallazgos inherentes a seguridad nuclear [VII]. También contribuyó a dar luz a la factibilidad de implementar cambios en la definición y estructura de las bases de diseño que subyacen en una instalación que tiene características sensibles como lo es la “reactividad” nuclear y por consiguiente a la seguridad de las personas y del medio ambiente, por lo que impactó en forma directa en los usos del reactor:

Los desarrollos de la revisión en este espacio agregarán valor al resto de los reactores nucleares universitarios y de investigación existentes en Argentina.

Palabras clave: Reactor, Nuclear, Docencia, Laboratorios

1. Introducción

Descripción general del Reactor Nuclear RA-0 (RA-0)

El RA0 es un conjunto o facilidad crítica, o lo que se denomina un “reactor de potencia cero” (su potencia nominal es del orden de 1W), de pileta abierta (*open pool*), sin sistema de refrigeración, ya que la convección natural es suficiente. El agua que contiene el reactor en su pileta actúa como moderador únicamente y es necesario para lograr criticidad.

El núcleo del RA-0 posee una geometría del tipo “corona circular” formada por la disposición del combustible entre dos tanques concéntricos y separables de aluminio 1100 anodizado. El ingreso del moderador (agua común desmineralizada), se encuentra en la parte inferior y posee un rebalse del mismo en la parte superior. Los elementos combustibles son del tipo “barras combustibles” cilíndricas; éstas, internamente, están constituidas por una mezcla en peso de las siguientes características: 1) 70,0 % de Dióxido de Uranio (UO₂) enriquecido. 2) 15,0 % de brea aglutinante. 3) 15,0 % de grafito de pureza nuclear. Esta mezcla se encuentra extrudada, desgasada y encapsulada herméticamente en una vaina de aluminio 1100 anodizado. El quemado del combustible es mínimo y su manipulación y confinamiento se puede realizar, bajo protocolos establecidos, de manera manual; u almacenamiento no requiere refrigeración. El RA0 tiene permitido por licencia un exceso de reactividad de 0,3 dólar [IV]. Por su exceso limitado no tiene posibilidad de ocurrencia un evento de excursión de potencia. Por otro lado, por su diseño y coeficientes de realimentación el núcleo del reactor es autorregulado [V]. Ante la falla de los sistemas de protección, que se enunciarán luego, el núcleo alcanza un estado estable con condiciones muy inferiores a los límites de daño al núcleo. Esto es una gran diferencia con otros reactores. Por diseño, el RA0 no prevé alcanzar un estado de daño al núcleo y no requiere refrigeración, ni actuación de sistemas para alcanzar un estado seguro; sin embargo, sí requerirá actuación para lograr la extinción del mismo y lograr un estado seguro final. Para la medición de potencia/flujo del RA0 se disponen de tres canales de arranque y tres de marcha. Estos sistemas disparan al sistema de protección del reactor alcanzados los valores límites. El reactor cuenta con dos sistemas de extinción: barras de seguridad y apertura de la válvula de seguridad para vaciado de moderador. Ambos sistemas son demandados simultáneamente por el mismo sistema de disparo y son independientes, cada uno puede extinguir el reactor sin necesidad del éxito del otro. Las horas y potencia de operación del reactor bajas hacen

que el núcleo del mismo se considere “fresco”. Esto permite la manipulación del mismo bajo protocolos del RAO, las operaciones de recambio son manuales y las pueden llevar a cabo los operadores. Por otra parte, los combustibles cuando se desmantela el núcleo se almacenan por seguridad física dentro de una caja fuerte, sin requerir refrigeración. Se han dispuesto, a modo de blindaje biológico del Reactor Nuclear RA-0, una configuración que denominaremos “blindaje radial” y otra que denominaremos “blindaje axial”. Como blindaje radial propiamente dicho se considera la configuración formada por un tanque de acero inoxidable conteniendo agua desmineralizada. En la periferia de este tanque se encuentran ubicadas planchas de plomo. Por último, rodeando al Reactor, se encuentra un blindaje del tipo laberíntico conformado integralmente con ladrillos de hormigón pesado. Como blindaje axial se utiliza un tapón con forma de corona circular (que forma parte de una configuración de 3 tapones, de los cuales los dos inferiores actúan como reflector), compuesto por parafina y boral, y envainados en aluminio. Estos tapones se colocan en la parte superior del núcleo del Reactor. Por encima de estos tapones, y cubriendo también al reflector de grafito, se encuentra un blindaje de parafina; y por encima de la parafina se dispone un blindaje de plomo de 3 planchas superpuestas. Para medir la radiación se encuentran disponibles en el recinto del reactor:

Dos monitores de área, uno en el núcleo y otro al ingreso del recinto, un dosímetro ambiental próximo al núcleo, detectores portátiles para medición de dosis en el lugar y un dosímetro de criticidad para caso de accidente ubicado en el recinto del reactor.

Por otro lado, el reactor cuenta con dosímetros particulares para el personal y dosímetros para el “público” eventual. Además de los sistemas mencionados de importancia en la seguridad, el reactor tiene un sistema para llenado del tanque moderador y de purificación del mismo y sistemas eléctricos auxiliares. El control de flujo lo hace también con barras de control. Además de los Elementos Combustibles (EECC), el reactor cuenta con otras fuentes radioactivas.

2. Materiales y Métodos

Como base para la revisión se tomaron en cuenta los siguientes aspectos:

1. Documentación:

- a. Existencia: si el ESC contenía la documentación necesaria para la inspección.
- b. Completitud: si el ESC contenía toda la documentación requerida según los criterios particulares establecidos.
- c. Normas y estándares: se declararon las normas y estándares utilizados en la evaluación del ESC. Se consideró la sola utilización del juicio de experto si el sistema es no clasificado.

2. Diseño:

- a. Funcionalidad: si el ESC cumplía con la función para la cual fue diseñado, considerando el estado del arte actual.
- b. Mantenimiento: si el ESC tenía el adecuado mantenimiento y requería o no una inspección particular.
- c. Obsolescencia: si los componentes, elementos, materiales e instrumentos utilizados en el sistema cumplían con los estándares adecuados y si su eventual reemplazo o reparación no conllevará a mayores inconvenientes.
- d. Normas y estándares: si el ESC se ajustaba a normas o a estándares de fabricación, montaje y diseño adecuados según el nivel de revisión requerido, declaradas en la documentación.

3. Inspección: se detalló si el ESC por su importancia requería una inspección en campo y la profundidad de la misma; esto pudo incluir ensayos o despieces del ESC.

4. Criterios de aceptación: se definieron los criterios para identificar si las desviaciones, modificaciones y actualizaciones encontradas en los ESC inspeccionados eran correctas y no afectaban a ninguno de los ítems anteriores o si requerían ser declarados como no conformidades. Las no conformidades derivaron en recomendaciones o en requerimientos por el revisor. Dichas no conformidades constituyeron la base para la categorización de hallazgos.

Según su importancia, los criterios generales se aplicaron a todo el sistema en sí, a cada sub sistema o a cada componente. Por otra parte, para cada ESC se declaró un responsable interno y un experto, que fue consultado para definir el alcance y el nivel de idoneidad del revisor requerido para la evaluación.

Los ESC considerados para la evaluación son los siguientes:

- a) Sistema del moderador
- b) Sistema de blindajes de EECC
- c) Sistema de blindajes de fuentes radioactivas
- d) Sistema arquitectura de la instrumentación y lógicas - Instrumentación nuclear
- e) Sistema arquitectura de la instrumentación y lógicas - Lógicas de enclavamiento y de parada automática (SCRAM)
- f) Sistema arquitectura de la instrumentación y lógicas - Instrumentación convencional
- g) Sistema arquitectura de la instrumentación y lógicas - Sistema de adquisición de datos
- h) Sistema estructural
- i) Sistema eléctrico
- j) Sistema mecanismos de las barras de control
- k) Sistema de interfaz HMI

3. Resultados y Discusión

Categorización de FFS, FSE y MS y clasificación de ESC

La enunciación conceptual de una primera definición de Funciones Fundamentales de Seguridad (FFS) y Funciones de Seguridad Específicas (FSE) y su categorización y las Estructuras Sistemas y Componentes (ESC) necesarios para cumplir dichas funciones, su categorización y las Estructuras Sistemas y Componentes (ESC) necesarios para cumplir dichas funciones y su clasificación de seguridad, y las definiciones de las funciones de Monitoreo de Seguridad (MS) y ESC asociados con igual criterio constituyeron la base teórica que permitió el análisis de las características del Reactor RA-0 y de las diferencias con otros reactores de mayor potencia. Todo esto permitió, a modo de conclusión, tomar en cuenta solo dos Funciones Fundamentales de Seguridad. Éstas coinciden con la guía de referencia [III], dado que la refrigeración no es necesaria y el almacenamiento de EECC tampoco requiere:

- a) Control de reactividad,
- b) Confinamiento y blindaje de EECC y fuentes radioactivas.

Control de reactividad:

Por esta FFS entendemos las acciones que se deban tomar para que el reactor no pueda alcanzar situaciones de criticidad no controladas o excursiones no deseadas de potencia que puedan llevar a daño en el núcleo y una correcta extinción de la reacción en cadena en caso de ser requerida. Como criterio general de clasificación se considerará lo siguiente:

FSE de categoría I: funciones que al fallar produzcan la falla de la FFS, en particular que puedan causar daño al núcleo. Los ESC asociados serán Clase A o inferior según criterios de reducción.

FSE de categoría II: funciones que al fallar demanden una FSE de categoría I o que sean necesarias para llevar al reactor a un estado de parada seguro. Como este estado se entiende al reactor extinguido completamente. Los ESC asociados serán de Clase B o menor según criterios de clasificación.

FSE de categoría III: aquellas que al fallar demanden una FSE de categoría II, o que tengan importancia en mantener el estado de parada segura. Los ESC serán Clase C o NC (no clasificados).

Cómo se mencionó anteriormente, al ser un reactor de potencia cero, y por licencia poseer un exceso de reactividad de 0,3 dólar, y los coeficientes de realimentación asociados, especialmente a temperatura de combustible [IV] por diseño, el núcleo del reactor no puede alcanzar temperaturas que afecten su integridad, puesto que alcanza un estado autorregulado. Esto es una gran ventaja respecto a otras instalaciones. A partir de esto, definiremos una función de seguridad específica que denominamos “Exceso de Reactividad”. Esta FSE se cumple al utilizar la configuración de núcleo permitida por licencia y por las características de diseño del núcleo (autorregulación). Esta función es Categoría I aun cuando los informes de cálculo de la Comisión Nacional de energía Atómica CNEA [V] demuestran que con excesos de reactividad del orden de 1 dólar, el RA0 en escenarios de excursión de potencia nunca llegaría a dañar el núcleo, por lo tanto se considera que falla la FSE si no se utiliza la configuración licenciada. En resumen consideramos el ESC de este caso a la configuración licenciada de núcleo y para resumir “Núcleo licenciado” o “Núcleo autorizado”. El hecho de que

el reactor alcance un estado autorregulado, en el cual intrínsecamente se cumple la FFS de control de reactividad, permite relajar las condiciones sobre los sistemas de extinción. Aun así, para alcanzar un estado seguro final, es necesario cumplir esta función, por lo cual, la segunda función específica será: “Extinción del Reactor”. Si esta función fallara, se caería en la FSE anterior; en consecuencia, la consideramos Categoría II. El reactor cuenta con dos sistemas para realizar esta función: el Sistema de Vaciado de Moderador y el Sistema de Barras de Seguridad. Al ser dos sistemas independientes, se tomará el Sistema de Barras de Seguridad como el Primer Sistema de Extinción y se clasificará con la misma categoría de la FSE: Clase B. Se considera que este sistema es de uso común en la industria y de actuación más rápida que el restante; por ello, se lo clasifica primero. De esta manera, al Sistema de Vaciado del Moderador se lo considera Clase C debido a que existe otro sistema que cumple la FSE. Para la FSE de Exceso de Reactividad no se cuenta con variables de medición de seguridad. Para la FSE de Extinción se cuenta con tres canales de marcha y tres de arranque que disparan al sistema de protección del reactor redundado de lógica 1 de 2. Tanto las cadenas de medición como el sistema de disparo se consideran de igual categoría que la FSE, se les asigna entonces la Clase B.

Confinamiento y Blindaje de EECC y Fuentes Radioactivas

Para esta FFS se van a distinguir varias funciones. En particular, vamos a dividir los ESC en los casos de EECC y de Fuentes Radioactivas para mayor entendimiento. Como criterio general de clasificación se considerará lo siguiente:

FSE de categoría I: funciones que al fallar produzcan la falla de la FFS, en particular que puedan eventualmente ocasionar exposiciones mayores a la dosis anual permitida general de 20mSv.

FSE de categoría II: funciones que al fallar demanden una FSE de categoría I o que puedan eventualmente ocasionar exposiciones comprendidas entre 10 (mSv) y 20 (mSv).

Los ESC asociados serán de Clase B o menor según criterios de clasificación. Los 10 (mSv) corresponden a la dosis para la instalación del RA0.

FSE de categoría III: aquellas que al fallar demanden una FSE de categoría II, o que consideren fuentes de baja o media intensidad que no alcancen valores de exposición de otras categorías pero requieran manipulación calificada. Los ESC serán Clase C o NC (no clasificados).

Por confinamiento vamos a considerar a las barreras que contienen el material radioactivo e impiden que se libere al ambiente o sea manipulado por personas ajenas a la instalación. Entonces, definimos FSE: Confinamiento. Esta función es Categoría I. Para los EECC, la principal barrera y la más importante que se va a considerar es la vaina combustible, puesto que como la manipulación de los mismos es manual, tanto en armado y desarmado del núcleo, como en su almacenamiento. Entonces, las vainas combustibles se consideran Clase A. Cuando el núcleo se encuentra desarmado y los EECC de reemplazo, tienen como segunda barrera de confinamiento una caja fuerte, la misma cumple esta función y además sirve de protección física. La caja fuerte será entonces considerada Clase B. Para el caso de las fuentes radiactivas, esta FSE la cumplen los recipientes de plomo contenedores. El reactor manipula fuentes de baja a media intensidad, por lo tanto, la FSE en este caso no alcanza los criterios de Categoría I. Por lo que deducimos que es de Categoría II. De acuerdo con esto, los contenedores son, entonces, considerados Clase B. Luego, la segunda barrera es el depósito de fuentes radiactivas o laberinto; éste será considerado entonces Clase C. Estas ESC también estarán asociadas a blindaje para las fuentes. Aunque no hay variables de seguridad específicas para medición de confinamiento, se dedujo que el monitoreo de seguridad para estos casos se puede efectuar con detectores portátiles y ambientales. Por otro lado, es responsabilidad del personal del RA-0 que las fuentes y combustible sean transportados y almacenados según procedimientos definidos. Entonces, como MS se convinieron los detectores y serán considerados Clase C. Por otro lado, se puede tener en cuenta el factor humano, pero no será clasificado. Como blindaje fueron considerados las diferentes barreras que mitigan los efectos radioactivos propios de los materiales de los EECC y fuentes radioactivas. Se definió entonces, la FSE: blindaje. Esta función, aunque en este tipo de reactores las dosis son bajas, igual se consideró de Categoría I. Para los EECC, fuera de operación, no presentan mayores riesgos y se pueden manipular bajo procedimientos por tiempos determinados para luego ser confinados. Nuevamente el factor humano es influyente en

este caso, pero quedaría cubierto por los procedimientos de confinamiento. Ahora bien, durante la operación, el blindaje lo proporcionan tanto el blindaje axial como el blindaje radial descriptos nominalmente en la introducción. Se clasifica, entonces, a todo el conjunto de blindaje como Clase A. Para las fuentes radioactivas restantes, al blindaje lo cumplen las mismas ESC que para el confinamiento: recipientes de plomo y laberinto; por lo cual mantienen la clase ya asignada. La FSE será única para simplificar el análisis del Blindaje y Confinamiento de Fuentes Radioactivas

Como MS el reactor dispone, como se mencionó en la introducción, de dos monitores de área, uno en el núcleo y otro al ingreso del recinto, un dosímetro ambiental próximo al núcleo, detectores portátiles para medición de dosis en el lugar, un dosímetro de criticidad para caso de accidente, ubicado en el recinto del reactor y como dosímetros individuales para el personal del RA-0 y para eventuales visitas. En principio, se considerará de Clase A los monitores de área, el resto será considerado Clase C, básicamente porque son necesarios para conocer la exposición en la zona, pero los mecanismos de seguridad (sistema de disparo del reactor) son accionados por los monitores de área. Los monitores de área conforman señales para el sistema de disparo del reactor, el cual demanda luego la FSE Extinción del Reactor.

Para declarar el alcance de la revisión de cada ESC, se recurrió a expertos en cada área de manera de definir las normas de corte a ser utilizadas, los criterios particulares de cada sistema, las necesidades de profundidad en la inspección (visual, mediciones, despieces, ensayos, etc.), la documentación presente y faltante, etc. Todos estos criterios consideran los aspectos relativos a la importancia en la seguridad de los ESC.

Como resultado, para cada ESC se generan criterios particulares que sirvieron de base para generar la evaluación:



Figura 1. Núcleo del reactor donde se visualiza la disposición del sistema de barras de seguridad cuya FSE es la extinción del reactor para cumplir con la FFS control de reactividad.

Fuente: elaboración propia

4. Conclusiones y recomendaciones

Conclusiones

De la síntesis de las observaciones realizadas por los revisores correspondientes a cada tema se originó una categorización parcial de las observaciones según los criterios definidos.

Con una estructura similar al de alcance de la revisión de ESC se detallaron las observaciones y se asignó una categoría a la siguiente clasificación:

- a) Categoría 1: Impacta en forma directa en la seguridad. Esto es, se toma en cuenta la FSE que cumpla el sistema y la evaluación de las consecuencias en caso de falla, según que se dañe la instalación, el personal o el público. Requiere solución inmediata.
- b) Categoría 2: Impacta en forma indirecta en la seguridad. Una falla del ESC involucrado o gestión de documentación y/o procedimientos puede ocasionar indirectamente daño a la instalación, personal o público. Requiere solución a mediano plazo.

- c) Categoría 3: No impacta en la seguridad. Recomendación de mejora o buena práctica. A continuación de cada observación se detalla la categoría asignada. Se detalla también al revisor/revisores finalmente asignados.

FFS: Control de Reactividad					
FSE/MS	Cat.	Observaciones	ESC	Clase	Observaciones
FSE1 – Exceso de reactividad	I	Falla provoca falla de FFS	Núcleo licenciado	A	Por licencia exceso de 0,3 dólar y autorregulado por diseño
FSE2 – Extinción del reactor	II	Falla provoca demanda de FSE1	Barras de seguridad	B	Considerado primer sistema de extinción
			Sistema Vaciado de Moderador	C	Segundo sistema de extinción, criterio de reducción
MS1 – Monitoreo de flujo/potencia	II	Falla provoca falla de FSE2	Canales de marcha/ arranque	B	La no detección provoca la falla de FSE2 y la demanda de FSE1
MS2 – Disparo sistema de extinción	II	Falla provoca falla de FSE2	Sistema de disparo	B	Falla en la secuencia de disparo provoca la falla de FSE2 y la demanda de FSE1
FFS: Confinamiento y blindaje de EECC y Fuentes Radioactivas					
FSE/MS	Cat.	Observaciones	ESC	Clase	Observaciones
FSE3 – Confinamiento de EECC	I	Falla provoca falla de FFS	Vainas Combustibles	A	Barrera principal de confinamiento
			Caja fuerte	B	Necesario para almacenamiento
FSE4 – Blindaje para EECC	I	Falla provoca falla de FFS	Blindaje axial y radial del reactor	A	Único blindaje en operación
FSE5 – Blindaje y Confinamiento de fuentes radioactivas	II	Falla provoca falla de FFS	Recipientes de plomo	B	Primer barrera de blindaje y confinamiento
			Laberinto	C	Segunda barrera de blindaje y confinamiento
MS4 – Monitoreo de radiación y dosis	I	Falla provoca falla de FFS (no se puede detectar el evento)	Monitores de área	A	Principal medio de medición de radiación – Demanda MS2
			Dosímetros y monitores portátiles	C	Por reglamentación deben ser clasificados – Dosímetros permiten conocer

Tabla 1. Resumen categorización de FSE y MS y clasificación de ESC

En la tabla 1 se despliegan todas las funciones de seguridad específicas y monitores de seguridad sobre las que se sustentan las funciones fundamentales de seguridad con su correspondiente categorización y, las estructuras, sistemas y componentes asociados a aquellas con su clase acorde a la categorización de la función de seguridad a llevar a cabo.

5. Referencias

- [I]. Perrín, C. (2015). Guía para la Revisión Integral de Seguridad de Reactores de Investigación y Conjuntos Críticos. Autoridad regulatoria Nuclear (ARN)-Buenos Aires.
- [II]. Perrín, C. (2013). LCRN IT 100/2013 “Guía de contenido de Informe de seguridad para reactores de Investigación”. Autoridad regulatoria Nuclear (ARN)-Buenos Aires.
- [III]. Ibarra, V. (2015). LCRN IT /2015 “Guía para la Clasificación de Estructuras, Sistemas y Componentes en Reactores de Investigación – ARN -1/04/2015”. Autoridad regulatoria Nuclear (ARN)-Buenos Aires.
- [IV]. RA0.GE.MAN.1 “Informe de Seguridad RA0”, UNC 2009. Córdoba Argentina.
- [V]. Waldman, R. (1991) IT 1048/91. Análisis del Accidente de Reactividad en el Reactor RA-0 sin que actúen los Sistemas de Extinción. Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) -Buenos Aires.
- [VI]. Waldman, R. (1991) TI 1029/91. Análisis Preliminar del Accidente de Reactividad del Reactor RA-0. – CNEA - Buenos Aires.
- [VII]. SAFETY SERIES No 35-G1- OIEA (1994) - Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis - Report Safety Guide Series - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA.