

1.4

La situación de la central de Zaporizhzhya, Ucrania, y los riesgos de un accidente nuclear

Por el Cnl (R) A OIM Dr Osvaldo Azpitarte (*)

Introducción

La invasión de Ucrania por parte de Rusia desatada en febrero de 2022, y el conflicto armado derivado, ha generado un profundo rechazo a nivel mundial por la alevosa violación de todas las leyes, tratados y principios internacionales por parte de Rusia, y sobre todo, por los atroces resultados de pérdidas humanas y materiales infligidas al pueblo ucraniano.

Uno de los aspectos más preocupantes del conflicto es que Rusia, habiendo ocupado la región sudeste de Ucrania, ha tomado, el 4 de marzo, el control de la central nuclear más grande de Europa, la central nuclear de Zaporizhzhya, compuesta por seis reactores nucleares tipo PWR de 950 MWe cada uno.

Lo más alarmante de la ocupación rusa de la central nuclear de Zaporizhzhya es que ésta ha quedado ubicada dentro de una región que el ejército ucraniano lucha por recuperar y el ejército ruso lucha por mantener ocupada. Como resultado de este enfrentamiento, proyectiles de artillería de ambos bandos han caído cerca de la central, poniendo en riesgo su seguridad física y nuclear.

El objetivo de este artículo es analizar, desde un punto de vista técnico, los riesgos adicionales de posibles accidentes nucleares derivados de esta situación y sus consecuencias radiológicas.

Energía nuclear en Ucrania (IAEA, 2020)

El programa nuclear de Ucrania se lanzó en la década del 70, como parte del programa de energía nuclear de la, entonces, Unión Soviética. Los primeros reactores, del tipo RBMK de 1000 MWe, comenzaron a operar en 1977 en la localidad de Chernobyl.

En la actualidad, Ucrania cuenta con 15 reactores en operación en 4 sitios (Khmelnitski, Rovno, South Ukraine y Zaporozhye), y 4 reactores en parada permanente en el sitio de Chernobyl, como se puede apreciar en el mapa de Ucrania (Figura 1) y en la Tabla 1.

La totalidad de los reactores nucleares en operación en Ucrania son del tipo PWR (Pressurized Water Reactor), modelo ruso, tipo VVER 1000 o VVER 440.

FIGURA 1: CENTRALES NUCLEARES EN UCRANIA

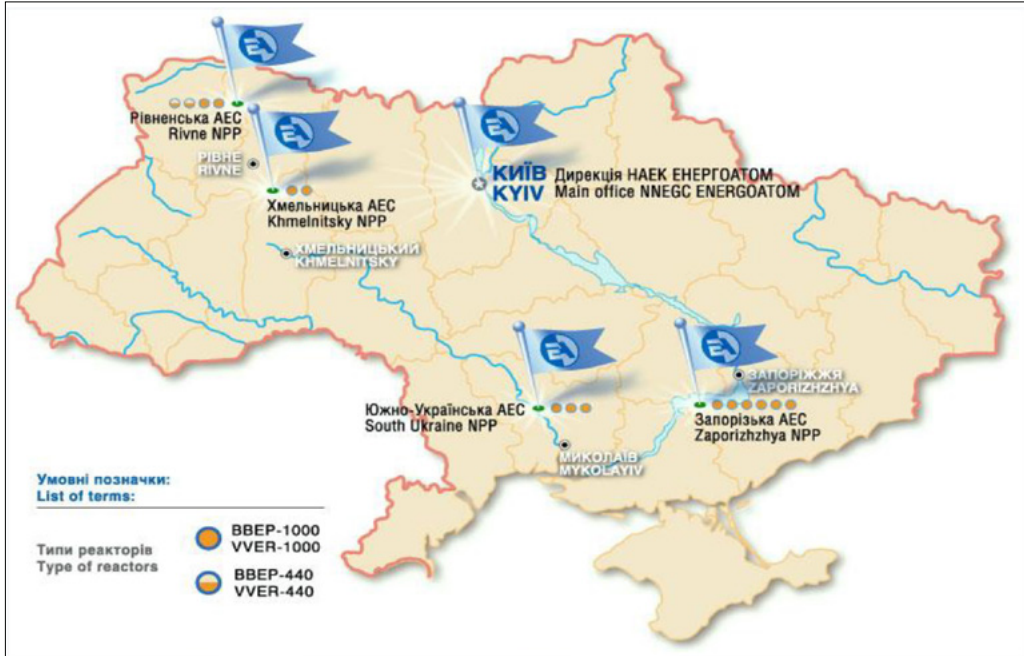


TABLA 1: CENTRALES NUCLEARES EN UCRANIA

Reactor Unit	Type	Capacity MW(e)	Status	First Grid Date	Shutdown Date
KHMELNITSKI- 1	PWR	950	Operational	1987-12-10	
KHMELNITSKI- 2	PWR	950	Operational	2004-08-01	
ROVNO-1	PWR	381	Operational	1980-12-17	
ROVNO-2	PWR	376	Operational	1981-12-19	
ROVNO-3	PWR	950	Operational	1986-11-11	
ROVNO-4	PWR	950	Operational	2004-09-26	
SOUTH UKRAINE-1	PWR	950	Operational	1982-12-09	
SOUTH UKRAINE-2	PWR	950	Operational	1984-12-30	
SOUTH UKRAINE-3	PWR	950	Operational	1989-09-02	
ZAPOROZHYE- 1	PWR	950	Operational	1984-12-07	
ZAPOROZHYE- 2	PWR	950	Operational	1985-06-28	
ZAPOROZHYE- 3	PWR	950	Operational	1986-12-04	
ZAPOROZHYE- 4	PWR	950	Operational	1987-12-15	
ZAPOROZHYE- 5	PWR	950	Operational	1989-07-20	
ZAPOROZHYE- 6	PWR	950	Operational	1995-10-06	
CHERNOBYL-1	LWGR	740	Permanent Shutdown	1977-08-02	1996-11-30
CHERNOBYL-2	LWGR	925	Permanent Shutdown	1978-11-17	1991-10-11
CHERNOBYL-3	LWGR	925	Permanent Shutdown	1981-06-02	2000-12-15
CHERNOBYL-4	LWGR	925	Permanent Shutdown	1983-11-26	1986-04-26

Reactor tipo VVER 1000 (Ronald Knief, 1992)

La flota de reactores de Ucrania está compuesta, en su mayoría, por reactores de tipo VVER 1000. La planta nuclear de Zaporozhye, que es la más comprometida en el actual conflicto bélico, está compuesta por seis de esos reactores. Dedicaremos, entonces, este apartado, a su descripción general y, en particular, a la especificación de sus sistemas de seguridad nuclear.

El VVER 1000 es un reactor tipo PWR (Pressurized Water Reactor) refrigerado por agua liviana presurizada y alimentado por combustible de UO_2 compuesto por Uranio enriquecido al 4 por ciento.

Todo reactor del tipo PWR, como el VVER 1000, está compuesto por un circuito primario, un circuito secundario y un circuito terciario. El circuito primario cumple la función de hacer circular el refrigerante, extraer el calor generado en el combustible nuclear, y entregarlo al circuito secundario. El circuito secundario

utiliza ese calor para evaporar H_2O y utilizar el vapor resultante para hacer girar una turbina cuyo eje, a su vez, hace girar un generador que produce energía eléctrica. Finalmente, el circuito terciario, abierto al medio ambiente, se utiliza para refrigerar el circuito secundario y condensar nuevamente el vapor generado.

El circuito primario del VVER 1000 está compuesto por:

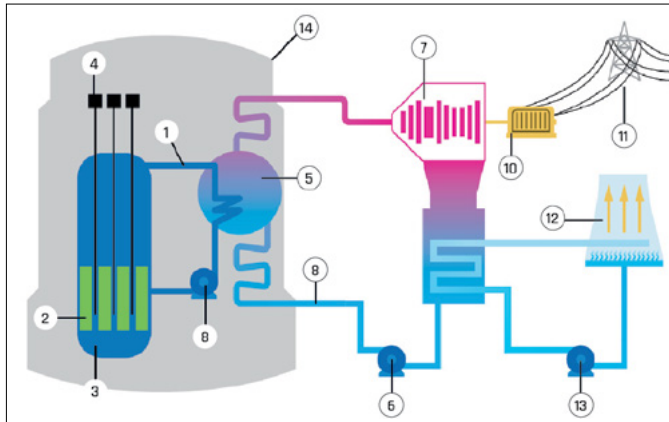
- > un núcleo (2) compuesto por 151 elementos combustibles verticales de sección hexagonal y 3.56 m de altura (barras de color verde). El combustible utilizado es UO_2 con Uranio enriquecido al 4%.
- > un recipiente de presión (3), o RPV (Reactor Pressure Vessel), que es una vasija cilíndrica de acero de 22 centímetros de espesor, 13 metros de altura y 6 metros de diámetro, que contiene al núcleo sumergido en H_2O líquida a una temperatura promedio de $300\text{ }^\circ\text{C}$ y 16.5 MPa de presión.
- > 109 barras verticales de Boro (4), que se utilizan para controlar la potencia del núcleo (introduciendo o extrayendo barras) o para extinguir totalmente la reacción nuclear en cadena cuando sea necesario (barras totalmente insertadas).
- > cuatro loops, compuesto cada uno por una bomba (8), que hace circular el H_2O refrigerante, un generador de vapor (5) y cañerías por donde circula el refrigerante (1).

El H_2O refrigerante ingresa al núcleo por la parte inferior del RPV, a $290\text{ }^\circ\text{C}$, extrae el calor del combustible, y sale por la parte superior del RPV a $322\text{ }^\circ\text{C}$.

En cada generador de vapor, el H_2O del primario ingresa a $322\text{ }^\circ\text{C}$, es enfriado por contacto (sin mezclarse) con el H_2O del circuito secundario, y sale a la bomba del primario a $290\text{ }^\circ\text{C}$.

Todo el circuito primario está contenido dentro de la denominada “contención” (14). Esta es una estructura cilíndrica, hermética, de aproximadamente 30 metros de altura y 20 metros de diámetro, cuyas paredes de hormigón tienen un espesor de 80 centímetros. La función principal de la conten-

FIGURA 2: ESQUEMA DEL REACTOR VVER 1000



ción es la de retener en su interior hermético a todo el material radioactivo que podría liberarse del núcleo en caso de un accidente nuclear. Su función secundaria es la de proteger al núcleo del reactor de cualquier evento externo que pudiera afectarlo, sea éste natural (huracán, inundación, incendio, etc.) o artificial (proyectil, misil o aeronave). Las características particulares de esa contención hacen que pueda soportar, en caso de accidente, una presión interna de 4 MPa, y, en caso de un ataque externo, hasta el impacto directo de una aeronave a gran velocidad.

El circuito secundario está compuesto por:

- > una bomba de alimentación de H₂O (6)
- > cañerías de circulación (9)
- > cuatro generadores de vapor (5), donde el H₂O del circuito secundario se evapora al tomar contacto, sin mezclarse, con el H₂O más caliente del circuito primario.
- > una turbina (7), que gira sobre su eje, impulsada por la energía cinética del vapor.
- > un generador de electricidad (10), cuyo eje gira asociado al eje de la turbina y produce energía eléctrica que se entrega a la red externa, y, en pequeña proporción (10%), alimenta a los sistemas del mismo reactor
- > un condensador (11), que recibe la descarga de vapor de la turbina, condensa ese vapor nuevamente a estado líquido, refrigerándolo con el H₂O del circuito terciario abierto al medio ambiente (atmósfera, río o mar), e inyecta el agua nuevamente a la bomba de alimentación.

El circuito terciario está abierto al medio ambiente y está compuesto por una bomba (13) que toma agua a temperatura ambiente de una fuente natural (río o mar) y la hace circular por el condensador (11) donde condensa el vapor del secundario sin mezclar sus fluidos. Finalmente, disipa calor a través de una torre de enfriamiento (12), y devuelve el agua al medio ambiente a una temperatura levemente superior a la tomada.

Conceptos relacionados a la seguridad de un reactor nuclear (Samuel Glasstone, 1990)

- > La radioactividad presente en un reactor se genera en la cadena de reacciones de fisión que se produce en el combustible. En cada fisión, un átomo de Uranio absorbe un neutrón libre y fisiona, liberando energía y dando lugar a dos productos de fisión (átomos de menor masa que el átomo de Uranio) y a dos o tres neutrones libres que mantienen la reacción en cadena. Los productos de fisión son altamente inestables y radioactivos.
- > La energía generada en el núcleo debe ser extraída continuamente por el flujo del refrigerante. Si esto no fuera posible, sea por ausencia de flujo (falla de las bombas) o por pérdida de refrigerante, la acumulación de calor podría producir que el núcleo se funda por exceso de temperatura. Esta fusión daría lugar a la liberación de los productos de fisión que son retenidos en la matriz del combustible.
- > Aún después de haberse extinguido la reacción de fisión en cadena, por inserción de las barras de control, el combustible nuclear continúa emitiendo calor, un calor denominado "calor de decaimiento o calor residual", que es debido, principalmente, al decaimiento radioactivo de los productos de fisión. Ese calor disminuye a medida que pasa el tiempo. Si bien su magnitud es muy baja, del orden de 1 por ciento del calor producido en operación normal, debe ser extraído, ya que de lo contrario podría producir la fusión del núcleo a largo plazo (algunas horas).

- > Una vez que un elemento combustible ya ha generado toda la potencia térmica para la que fue diseñado, después de un tiempo de permanencia en el núcleo de aproximadamente 4 años, ese elemento combustible “quemado” debe ser extraído del núcleo y reemplazado por un elemento combustible “fresco”. Los elementos combustibles quemados son sumergidos en las denominadas piletas de decaimiento, o piletas de elementos combustibles quemados. Estas son piletas abiertas de H₂O a presión y temperatura atmosférica, de grandes dimensiones y profundidad, donde los elementos combustibles se almacenan, durante varios años, hasta su disposición final. Están ubicadas en un edificio adyacente a la contención. Es fundamental que los elementos combustibles quemados sean mantenidos siempre totalmente sumergidos en el H₂O de las piletas, porque allí disipan su calor de decaimiento.
- > el inventario radioactivo total de un reactor se concentra en dos lugares: el núcleo, donde reside el combustible y tiene lugar la reacción de fisión en cadena, y la piletas de elementos combustibles quemados.
 - Los sistemas de seguridad de un reactor están diseñados para evitar que ese inventario radioactivo tome contacto con el medio ambiente.

Sistemas de seguridad de un reactor VVER (Ronald Knief, 1992)

- > Sistema de parada
 - Las barras de seguridad y control, de Boro (material absorbente de neutrones), se insertan en el núcleo para extinguir la reacción en cadena en caso de un accidente
- > Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo
 - Este sistema actúa en caso de que se pierda el refrigerante del circuito primario por una rotura importante. Su función es mantener el núcleo inundado de H₂O y hacerla circular para extraer el calor residual en forma permanente, luego de declarado el accidente y hasta que el reactor pueda ser llevado a una situación segura y estable.
 - Este sistema incluye tanques de H₂O de reserva (para reponer la pérdida), bombas de recirculación de H₂O e intercambiadores de calor para extraer el calor residual. El tamaño y la capacidad de estos componentes es menor que el de los componentes equivalentes del circuito primario.
- > Sistema de extracción de calor residual
 - La función de este sistema es la de extraer el calor residual del núcleo, tanto en caso de parada normal (para mantenimiento o recambio de combustible), como en caso de accidente de pérdida de flujo del circuito primario por falla de las bombas.
 - Este sistema incluye bombas de recirculación de H₂O e intercambiadores de calor para extraer el calor residual. El tamaño y la capacidad de estos componentes es menor que el de los componentes equivalentes del circuito primario.
- > Contención
 - En caso de accidente con fusión de núcleo, el peor accidente posible, la contención (Figura 2 – (14)) es la última barrera para impedir que el inventario radioactivo del reactor se libere al medio ambiente. Para ello debe ser suficientemente robusta (paredes de hormigón de 80 cm de espesor) y hermética.
- > Sistema eléctrico
 - Si bien el sistema eléctrico no es un sistema de seguridad propiamente dicho, su correcto funcionamiento es fundamental para disponer de los sistemas de seguridad activos, y su falla puede dar lugar a un accidente grave.

Los sistemas eléctricos de todos los reactores nucleares responden al esquema que se presenta en la Tabla 2.

TABLA 2: ESQUEMA DEL SISTEMA ELÉCTRICO DE UN REACTOR NUCLEAR

Clase	CA - CC	Tensión	Interrumpibilidad	Fuente
Clase IV	CA	AT - MT	Interrumpible	Generador propio + línea externa
Clase III	CA	AT - MT	Interrumpible por poco tiempo	Clase IV + Generadores Diesel
Clase II	CA	BT	No interrumpible	Clase III + Baterías
Clase I	CC	BT	No interrumpible	Clase III + Baterías
Clase III : sistemas de seguridad				
Clases I y II : iluminación, instrumentación y control				

El sistema eléctrico consta de cuatro clases:

> Clase IV:

Provee corriente alterna de alta y media tensión y se puede interrumpir sin poner en riesgo la seguridad del reactor. Su fuente de energía es el generador propio del reactor, cuando el reactor está en funcionamiento. Cuando el reactor está parado, el sentido de la corriente se invierte, y sus sistemas se alimentan de energía eléctrica provista por la misma red.

> Clase III

Provee corriente alterna de alta y media tensión y se puede interrumpir por corto tiempo (no más de un minuto) sin poner en riesgo la seguridad del reactor. Su fuente de energía es la Clase IV. En caso de que ésta no estuviera disponible, cuenta con cuatro grandes generadores diesel (del tamaño aproximado de una locomotora) para alimentar cargas fundamentales como los sistemas de seguridad. Estos generadores responden a la regla llamada de 4x50, es decir que cada uno puede proporcionar el 50% de la energía eléctrica que necesita el reactor. De esta forma, con que dos de los cuatro generadores funcionen, es suficiente para proveer a la seguridad del reactor. Los generadores almacenan combustible que les otorga una autonomía de 48 horas.

> Clase II

Provee corriente alterna de baja tensión, y no se debe interrumpir nunca. Su fuente de energía es la Clase III. En caso de que ésta no estuviera disponible, cuenta con bancos de baterías. Alimenta al sistema de instrumentación y control (sala de control del reactor) y al sistema de iluminación.

> Clase I

Provee corriente continua de baja tensión, y no se debe interrumpir nunca. Su fuente de energía es la Clase III. En caso de que ésta no estuviera disponible, cuenta con bancos de baterías. Alimenta al sistema de instrumentación y control (sala de control del reactor) y al sistema de iluminación.

Posibles accidentes nucleares en la central nuclear de Zaporozhye (Bulletin, 2023)

A continuación se analizan los principales escenarios posibles de accidente nuclear en la central nuclear de Zaporozhye.

Brecha en la contención

La pregunta a responder es qué tan posible es que se produzca una brecha en la contención de un reactor por motivo de un "proyectil externo", y cuáles serían las posibles consecuencias.

Vamos a considerar, en un principio, que el impacto del proyectil en la contención se produce de manera fortuita, es decir, producto del fragor del combate cercano, y sin que la intención del que lanzó el proyectil sea provocar una brecha en la contención. En este caso, diremos que la probabilidad de una brecha depende del tamaño, calibre y tipo de proyectil. En el caso de proyectiles de armas portátiles de infantería de cualquier calibre, la probabilidad de daño es nula, dadas las características de la contención. En el caso de proyectiles de morteros o artillería convencional (80, 105, 120 o 155 mm, por ejemplo), éstos pueden causar algún daño menor, pero sin provocar una brecha completa. Lo mismo sucedería con el impacto de un proyectil aéreo, drone o aeronave pequeña. Distinto sería el caso de, por ejemplo, el impacto directo de un misil antitanque, diseñado especialmente para perforar un blindaje grueso. En este caso, ese impacto directo podría producir una brecha pequeña en la contención, de menos de un metro de diámetro. Para que se produzca una brecha grande, el impacto debería ser el de un artefacto similar a los que se utilizan para derribar bunkers reforzados, y, además, debería haber sido hecho con la intención explícita de dañar gravemente la contención y el reactor, lo que, por ahora, estaría descartado, ya que sería equivalente, directamente, al empleo de armamento nuclear táctico.

¿Cuáles serían las consecuencias de una brecha en la contención del reactor? Las consecuencias serían graves, ya que el circuito primario del reactor, donde se encuentra el mayor inventario radioactivo quedaría expuesto al medio ambiente. La gravedad de esto dependerá, lógicamente, del tamaño de la brecha. A partir de producida ésta, cualquier evento externo que dañe el circuito primario o accidente nuclear que lo involucre, provocaría la liberación de material radioactivo al medio ambiente. Las consecuencias radiológicas dependerán de la cantidad de material radioactivo liberado.

Accidente con pérdida de refrigerante (LOCA - Lost of Cooling Accident)

Este es uno de los accidentes nucleares más graves. Se produce cuando el circuito primario se rompe en algún punto y se pierde agua refrigerante en gran cantidad. El primario contiene toneladas de agua refrigerante a 300 °C y 16 MPa de presión. El agua que se pierde es levemente radioactiva, se evapora violentamente y queda retenida en la contención hermética. La gravedad de este accidente radica en que el combustible nuclear, sin la debida refrigeración, puede aumentar su temperatura hasta llegar a la temperatura de fusión del combustible de UO₂ (2800 °C). Producida la fusión del combustible, se liberan a la contención los productos de fisión altamente radioactivos que se mantenían retenidos en su matriz.

Para evitar que el combustible se funda en caso de LOCA, debe actuar el sistema de seguridad de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS – Emergency Core Cooling System), que repone el refrigerante perdido por el primario desde tanques de agua de reserva. Para que este sistema pueda actuar debe estar asegurada la provisión de energía eléctrica de Clase III, es decir, deben estar disponibles los generadores diesel. En caso de no estar éstos utilizables, será inevitable la fusión del combustible y la liberación de material radioactivo a la contención.

Asociado con el LOCA, se produce, también, un fenómeno de oxidación de las vainas de Zircalloy del combustible ($Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$) por el que se libera Hidrógeno a la contención. Ese Hidrógeno liberado puede acumularse en la parte superior de la contención, y, eventualmente, producir explosiones que pongan en riesgo su integridad.

Las consecuencias radiológicas de un LOCA dependerán de las condiciones de hermeticidad de la contención. Cualquier brecha en la contención significará la liberación inmediata de material radioactivo al medio ambiente. El contenido de material radioactivo liberado a la contención dependerá del grado de fusión del núcleo (núcleo totalmente fundido o núcleo parcialmente fundido).

Por lo visto, en caso de que se produzca un accidente tipo LOCA es de vital importancia la integridad y hermeticidad de la contención y la disponibilidad de alimentación eléctrica de Clase III.

Accidente por falta de alimentación eléctrica (blackout)

El accidente de falta de alimentación eléctrica, denominado comúnmente blackout, se produce por la pérdida sucesiva de las distintas fuentes de alimentación eléctrica del reactor: el generador propio, la red eléctrica externa, los generadores diesel y las baterías.

Este tipo de accidente es particularmente grave, porque todos los sistemas de seguridad del reactor son activos, es decir, necesitan energía eléctrica para funcionar.

Cuando el reactor opera normalmente, la energía eléctrica que consumen sus sistemas (bombas, válvulas, etc..) la provee su propio generador, que entrega a la red externa el 90% de la energía que produce y desvía el 10% restante para el consumo interno.

Cuando el reactor está parado, sea por mantenimiento, recambio de combustible o por seguridad, no genera energía, por lo que debe alimentarse de la red externa (el flujo de energía eléctrica se invierte).

Recordemos que, aunque el reactor esté parado (reacción de fisión en cadena extinguida), el combustible continúa emitiendo calor residual (producido por los productos de fisión). Este calor representa, aproximadamente, un 1 por ciento del calor producido a potencia normal. No obstante, es fundamental extraerlo del combustible, ya que de lo contrario, el calor acumulado podría fundir el núcleo a largo plazo (algunas horas). El sistema encargado de extraer este calor es el Sistema de Extracción de Calor Residual (RHRS – Residual Heat Removal System), compuesto por bombas e intercambiadores de calor. Este sistema es activo, es decir, necesita alimentación eléctrica para funcionar.

Si mientras el reactor está parado, la provisión de energía eléctrica de Clase IV está asegurada por la red eléctrica externa, entonces todos los sistemas del reactor están alimentados y no hay riesgo de accidente. No obstante, existe la posibilidad de que esta red no esté disponible. Sería el caso, por ejemplo, de que se vea afectada por eventos externos extremos (huracanes, inundaciones, etc..), incendios naturales o provocados, bombardeos o ataques terrestres que afecten la plaza de maniobras (lugar donde se produce la conexión entre el reactor y la red externa), o bombardeos o ataques que provoquen la caída de torres de alta tensión. En este caso, el reactor conmuta automáticamente las conexiones y comienza a alimentarse de energía eléctrica de Clase III.

La Clase III alimenta solamente a los sistemas de seguridad y a los sistemas de iluminación, instrumentación y control. Todo otro sistema, incluso las bombas del circuito primario, se desconecta. Tiene como fuente de energía a cuatro generadores diesel. Cada generador se aloja en un pequeño edificio convencional (sin protección adicional), suficientemente separado de los demás generadores. Esta separación física es fundamental, para evitar que un mismo evento (incendio, inundación, etc..) deje fuera de servicio a los cuatro generadores en forma simultánea.

Disponer de Clase III es de vital importancia para la seguridad del reactor, ya que alimenta al Sistema de Extracción de Calor Residual (RHRS). No contar con Clase III, conduce, indefectiblemente, a una fusión total o parcial del núcleo, con liberación de productos de fusión a la contención.

El hecho de que un reactor esté emplazado en una zona de conflicto bélico, implica la existencia de riesgos adicionales para los generadores diesel de Clase III. Esos riesgos adicionales pueden ser explosiones o incendios. Una explosión directa o cercana, suficientemente poderosa, lo mismo que un incendio, puede destruir o poner fuera de servicio un generador. Este riesgo requerirá adoptar medidas de protección física adicionales para proteger los generadores, como por ejemplo, la colocación de bolsas de arena.

Accidente que afecte la piletta de decaimiento

Las piletas de decaimiento concentran un importante inventario radioactivo. Sin embargo, los elementos combustibles quemados, extraídos del reactor y sumergidos en las piletas, emiten un calor de decaimiento muy bajo, que disminuye con el tiempo. Ese calor es extraído por la convección levemente forzada, o incluso natural, del agua de las piletas. Para evitar que los elementos combustibles se dañen o fundan y liberen los productos de fisión retenidos a la atmósfera, es suficiente con mantenerlos sumergidos. De esta forma, la única hipótesis de accidente grave, en este caso, es que una explosión directa y suficientemente poderosa, dañe la piletta de decaimiento provocando su vaciado total, hecho muy y poco probable. Recordemos que las piletas de decaimiento son de grandes dimensiones; aproximadamente 50x20 m y una profundidad de 10 m, y el agua está en condiciones de presión y temperatura atmosféricas. El edificio que aloja a la piletta de decaimiento, si bien es hermético, no es especialmente reforzado como lo es la contención del reactor, ya que las hipótesis de accidente que lo involucran no lo ameritan.

Accidente por falla de operación

Para llegar a ser operador de un reactor nuclear se debe pasar por un largo y riguroso período de preparación teórica y práctica, y por un exhaustivo examen periódico. En cierta forma pueden compararse, por la exigencia de concentración mental que se requiere, con los pilotos de los aviones comerciales. La sala de control de un reactor nuclear es un recinto relativamente grande (20x20 metros, aproximadamente) con cientos de indicadores, digitales y analógicos, que permiten el seguimiento continuo y el control de los parámetros del reactor (presiones, temperaturas, flujos, niveles, etc.). Si bien, en su mayoría, los sistemas de control del reactor son autónomos y automáticos, y sus alarmas detectan e informan sobre cualquier desviación, el operador del reactor debe estar permanentemente atento a todos los indicadores, por si su intervención es necesaria. Esto, ya en una situación normal, es mentalmente demandante y agotador. En el caso de la central de Zaporizhzhya, esta situación presenta dos agravantes para sus operadores: el primero es que la central está enclavada en una zona de conflicto bélico, lo que aumenta el riesgo de accidente, y el segundo, y más importante, es que la central está bajo control de las tropas rusas, por lo que los operadores ucranianos, los únicos que conocen en detalle la central y están licenciados para operarla, deben hacerlo bajo rigurosa vigilancia rusa, lo que les provoca un stress adicional. Esta situación aumenta el riesgo de un accidente nuclear por falla en la operación.

Conclusiones (IAEA, 2022)

Como se mencionó en la Introducción, el objetivo de este artículo era el de analizar, desde un punto de vista técnico, cuáles son los riesgos adicionales de posibles accidentes nucleares, derivados de la situación actual de la central nuclear de Zaporozhye, enclavada en una zona caliente del conflicto bélico provocado por la invasión de Ucrania por parte de Rusia. La situación, como se describió, es altamente preocupante, y el riesgo de un accidente nuclear es alto. Esto motivó, incluso, la intervención del OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica de la ONU) y la visita a la central por parte de su Director General, el argentino Rafael Grossi, con el fin de comprobar, in situ, las condiciones de seguridad nuclear de la planta y proponer a las partes medidas para prevenir un accidente que podría tener graves consecuencias radiológicas.

Una posible solución a esta preocupante situación, propuesta por el OIEA, sería el establecimiento de una zona desmilitarizada alrededor de la central, propuesta que, hasta ahora, no ha sido aceptada.

Es de esperar que los gobiernos involucrados cedan en sus posturas y acepten adoptar las medidas de seguridad necesarias para evitar un accidente nuclear, ya que, de producirse, cualquier

fuera su magnitud, tendría graves y perdurables consecuencias humanas y materiales, que podrían afectar toda una gran región geográfica, perjudicando gravemente, por igual, a las dos partes, e incluso a países vecinos.

Bibliografía

- > Hibbs, Mark, Bulletin of the Atomic Scientists, The narrow field of options for safely managing Ukraine's Zaporizhzhia Nuclear Power Plant, 2023
- > IAEA, Country Nuclear Power Profiles, Ukraine, 2020
- > IAEA, Proposal for Ukraine Nuclear Safety and Security Protection Zone, 2022
- > Samuel Glasstone & Alexander Sesonske, Ingeniería de reactores nucleares, Editorial Reverté, 1990
- > Ronald Knief, Nuclear Engineering, Theory and Technology of Commercial Nuclear Power, Second Edition, Taylor & Francis, 1992

(*) **Cnl (R) A OIM Dr Osvaldo Azpitarte:** Coronel retirado de Artillería, promoción 107 del Colegio Militar de la Nación. Egresado de la Escuela Superior Técnica como Ingeniero Químico, en 1993. Egresado del Instituto Balseiro (CNEA), como Ingeniero Nuclear, en 1993. Doctor en Ingeniería Nuclear, por el Instituto Balseiro, en el año 2003