

# PRÁCTICA PROFESIONAL SUPERVISADA



NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A.

**Docente:** Ing. Eduardo Pedro Genzone

**Alumno:** Ledesma Luis Agustín

**Legajo:** 10769

**Institución:** Universidad Tecnológica Nacional – Facultad Regional Delta

**Materia:** Práctica profesional supervisada

**Año:** 2023

## TABLA DE CONTENIDOS

Práctica profesional supervisada .....	0
Introducción y motivaciones .....	2
Nucleoeléctrica Argentina .....	3
Central Nuclear Embalse .....	3
Centrales Nucleares Atucha .....	4
Central Nuclear Atucha I .....	5
Características técnicas .....	6
Central Nuclear Atucha II .....	7
Características técnicas .....	8
Bases sobre física nuclear .....	9
Bases sobre física de reactores .....	12
Bases sobre el funcionamiento de una central nuclear .....	14
Simuladores de la central nuclear Atucha II .....	15
Simulador de Alcance Total .....	16
Simulador Grafico Interactivo .....	16
Lenguaje de programación ForTran .....	17
Kraftwerk Kennzeichen System .....	18
Sistema de planta involucrado .....	22
Bases sobre bombas centrífugas .....	23
Bases sobre intercambiadores de calor .....	25
Caso de estudio .....	27
Modelización dinámica de una válvula .....	28
Solución propuesta y resultados obtenidos .....	29
Observaciones .....	30
Conclusiones .....	30

## **INTRODUCCIÓN Y MOTIVACIONES**

En el marco de la materia práctica profesional supervisada correspondiente a quinto (5<sup>to</sup>) año de la carrera ingeniería química dictada en la Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional Delta. El alumno Ledesma Luis Agustín de legajo 10769 y documento nacional de identidad DNI: 41873762, quien desarrolla actividades como pasante en la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A a partir del día primero de diciembre de 2022 en la división simuladores del área capacitación del personal y que cumplirá con un periodo de al menos 200 horas contribuyendo a tareas asociadas al mantenimiento de los simuladores y corrección del modelo empleado por estos de forma que el comportamiento sea fiel a el comportamiento observado en planta; presenta en este documento un informe simplificado a modo de resumen de sus actividades acreditando las horas necesarias para cumplir con lo solicitado desde la cátedra integrada por el ingeniero Eduardo Pedro Genzone.



**NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A.**

## NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA

Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA) es una empresa generadora de energía eléctrica argentina que opera las centrales nucleares de Embalse y Atucha I y II. Es propiedad del Ministerio de Economía (79%), CNEA (20%) e IEASA (1%).

### CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

La Central Nuclear Embalse es la segunda planta nuclear construida en Argentina. Posee una potencia instalada de 656 MWe, lo que la posiciona como la segunda central nuclear detrás de Atucha II y delante de Atucha I. Está situada en la costa sur del embalse del río Tercero, en la provincia de Córdoba, 4 km al oeste de la ciudad de Embalse, sobre la ruta provincial E61 .

Su construcción se inició el 7 de mayo de 1974, comenzando a operar comercialmente el 20 de enero de 1984. Funcionó de manera continua hasta el 31 de diciembre de 2015 cuando finalizó su primer ciclo operativo y se dio inicio al proyecto de Extensión de Vida. La central alcanzó con éxito la puesta a crítico de su reactor el 4 de enero de 2019, iniciando el segundo ciclo operativo por un ciclo de 30 años.

El reactor es tipo CANDU (Canadian Deuterium Uranium) y pertenece al tipo de instalaciones de tubos de presión, cuyo combustible es el uranio natural y su refrigerante y moderador el agua pesada, que, a su vez, es refrigerada por agua común extraída del embalse y devuelta al mismo.

**Tipo de reactor:** Tubos de presión (CANDU)

**Potencia Térmica:** 2.109 MWt

**Potencia Eléctrica Bruta:** 683 MWe

**Moderador y Refrigerante:** Agua pesada (D2O)

**Combustible:** Uranio natural

**Generador de Vapor:** Cuatro tubos de "U" Incolloy 800 verticales

**Turbina:** Una etapa de alta presión, tres etapas de baja presión. Velocidad 1.500 rpm.

**Generador eléctrico:** Cuatro Polos. Tensión 21 kV 50 Hz.

## **CENTRALES NUCLEARES ATUCHA**

El Complejo Nuclear Atucha es un centro argentino donde funcionan las centrales nucleares Atucha I y II. Está ubicado sobre el margen derecho del río Paraná de las Palmas, a 100 km de la Ciudad Autónoma de Buenos Aires, en la localidad de Lima del Partido-Municipio de Zárate.

La investigación de la tecnología nuclear en la Argentina se inició en 1948, cuando el físico austríaco Ronald Richter presentó al presidente Juan Domingo Perón su proyecto para desarrollar fisión nuclear controlada.

Entre fines de 1949 y comienzos de 1950 se realizó la construcción de las instalaciones de experimentación en la isla Huemul, situada cerca de Bariloche (provincia de Río Negro).

Si bien el proyecto resultó no ser fructífero, sirvió de puntapié inicial para encarar un programa serio en materia nuclear que pudiera beneficiar al país. En el año 1955, el mismo gobierno crea el Instituto Balseiro y se descubrieron catorce radioisótopos.

Paralelamente, el 31 de mayo de 1950 el presidente Juan Domingo Perón creó la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), con el objetivo de convocar a especialistas de las disciplinas científicas relacionadas con el tema y de adquirir los equipos necesarios para formar laboratorios de aprendizaje.

En 1955, como legado la CNEA formó en San Carlos de Bariloche un Centro Atómico y un Instituto de Física (hoy Instituto Balseiro) cuyos títulos académicos son otorgados por la Universidad Nacional de Cuyo, mediante un convenio firmado por ambas instituciones.

En 1958 se puso en operaciones el reactor experimental RA-1 instalado en el Centro Atómico Constituyentes (Partido de San Martín, provincia de Buenos Aires), siendo el primero de su tipo en Suramérica. Dicho reactor y sus elementos combustibles habían sido desarrollados íntegramente en el país a través de la CNEA.

En 1965 el Gobierno encargó a la Comisión la elaboración de un estudio de factibilidad para la construcción de una central nucleoelectrica. El resultado de dicho estudio, conocido un año después, expresó la conveniencia, necesidad y factibilidad técnico-económica de realizar una central eléctrica de energía nuclear de 500 MW de potencia para abastecer al Gran Buenos Aires y al litoral del río Paraná, dado que las fuentes tradicionales de energía resultarían insuficientes en el mediano plazo.

## Central Nuclear Atucha I

El 1 de junio de 1968, comenzó la construcción de Atucha, la primera central nucleoelectrica instalada en Latinoamérica. Para la misma se utilizó un reactor del tipo agua pesada a presión, con un diseño basado en el prototipo alemán MZFR y una potencia neta de 300 MW.

La construcción de la central fue realizada por la subsidiaria Kraftwerkunion (KWU) de Siemens.

El reactor entró en criticidad el 13 de enero de 1974 (49 años), fue conectada al sistema eléctrico nacional el 19 de marzo y comenzó su producción comercial el 24 de junio del mismo año, durante la presidencia de Juan Perón.

Comenzó a funcionar entregando una potencia de 357 MWe con una tensión de 220 kV al Sistema Argentino de Interconexión. La central nuclear Juan Domingo Perón fue la primera instalación nuclear de Argentina y de América Latina destinada a la producción de energía eléctrica.



NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A.

## Características técnicas

**Potencia térmica:** 1179 MWt

**Potencia eléctrica bruta:** 362 MWe

**Potencia eléctrica entregada a la red:** 335 MW

**Tipo:** PHWR, subgrupo «vasija de presión»

**Combustible nuclear:** dióxido de uranio (UO<sub>2</sub>) natural (0,71 % de U235) o levemente enriquecido. Desde el 17 de agosto de 2001 el reactor nuclear funciona íntegramente con uranio levemente enriquecido (ULE -- 0,85% de U235).

**Elementos combustibles:** 252 elementos en haces de 37 barras (36 de combustible nuclear y una estructural) de 5300 mm de longitud, 11,9 mm de diámetro exterior, en vainas de Zircaloy-4 (aleación de circonio). El tipo de reactor permite el recambio de los elementos combustibles durante el servicio de potencia.

**Barras de control y parada:** 29 en total.

**Barras de control:** 3 barras de acero y 3 de hafnio accionadas por un elevador.

**Barras de parada:** 21 barras de hafnio adicionales a las anteriores

**Sistema de corte de emergencia:** inyección de ácido deuterobórico en el moderador, por tres toberas independientes.

**Recipiente de presión:** construido en acero-níquel-cromo-molibdeno, con un diámetro interno de 5.360 mm, una altura de 12 160 mm, paredes de 220 mm de espesor en la parte cilíndrica, y un peso de 470 t

**Envoltura de seguridad:** esfera de 50 m de diámetro construida en acero de 24 mm de espesor, presión de diseño 3,8 atm

**Refrigeración:** el reactor se refrigera por agua pesada con concentración de deuterio de 99,8 % mediante dos circuitos paralelos con un caudal de 10 000 t/h cada uno

**Presión de servicio:** 115 kg/cm<sup>2</sup>

**Temperatura del refrigerante:** 262 °C a la entrada del reactor, 296 °C a la salida.

**Moderador:** agua pesada, al igual que el refrigerante. Dos circuitos paralelos con un caudal de 700 t/h cada uno.

**Presión de servicio:** 115 kg/cm<sup>2</sup>.

**Temperatura media:** 185 °C.

**Generadores de vapor:** 2 intercambiadores de calor con 3.945 tubos en U de Incoloy 800, de 16 m de altura y diámetros entre 2,7 y 3,7 m.

El recambio de combustible se realiza durante la operación normal a un promedio de un elemento combustible por día a plena potencia.

## **Central Nuclear Atucha II**

En 1977 la CNEA concluyó que para el siglo XXI las principales fuentes hidroeléctricas del país ya estarían siendo utilizadas, mientras que los combustibles fósiles se irían agotando o su explotación se dificultaría cada vez más, por lo tanto, la generación de energía eléctrica dependería principalmente de la construcción de nuevas centrales nucleares.

En 1980 la CNEA firmó un acuerdo con la empresa Sulzer de Suiza, para la provisión de una planta industrial de agua pesada con una producción anual garantizada de 200t.

Ese mismo año, la Comisión firmó otro contrato, esta vez con la alemana KWU (Siemens) para la provisión de suministros y servicios destinados a la construcción de una central nuclear basada en uranio natural y agua pesada, del tipo recipiente, con una capacidad de 700 MW a ser construida junto a la existente central nuclear de Atucha, por lo que sería conocida como Atucha II, sería construida conjuntamente entre Siemens y la CNEA.

En 1981 se formó ENACE (Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S. A.), una empresa en la que el Estado tenía 75 % y Siemens AG el 25 % restante. Dicho consorcio sería el encargado de la construcción de todas las futuras centrales nucleares del país, aportando los alemanes el diseño de Atucha II y parte de la financiación.

Según estaba previsto ENACE desaparecería alrededor del año 1997, cuando todas las nuevas centrales nucleares planificadas estuviesen en operación.

La construcción de la Central Nuclear Atucha II se inició en 1981.

En 1994 se produce la reorganización de la CNEA, estableciendo que la misma se enfocaría únicamente en actividades tales como la investigación y el desarrollo, escindiéndole la responsabilidad de la generación nucleoelectrica.

Por lo tanto, la generación y comercialización de la energía eléctrica producida por Atucha I y la Central Nuclear Embalse, además de las obras de finalización y puesta en marcha de Atucha II, quedarían en manos de una nueva sociedad denominada Nucleoelectrica Argentina S. A. (NA-SA).

Se inició el proceso de puesta en marcha a finales de septiembre de 2011.

Como Atucha I, es un reactor de agua pesada presurizada con tecnología de Siemens KWU, pero fue diseñado para tener una potencia más alta (potencia térmica de 2175 MW y potencia eléctrica neta de 692 MW).

En el acto de inicio de puesta en marcha de Atucha II fue anunciado el proyecto de construcción de la central Atucha III y del prototipo del primer reactor de potencia de diseño argentino, la CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares) de 25 megavatios, en una ubicación adyacente a Atucha I.

A las 09:02 del 3 de junio de 2014, Atucha II alcanzó su primera criticidad.

## Características técnicas

**Tipo de reactor:** Recipiente de presión

**Potencia térmica:** 2175 MWt

**Potencia eléctrica:** 745/692 MWe

**Moderador y refrigerante:** Agua pesada (D2O).

**Combustible:** Uranio natural

**Generador de vapor:** Dos verticales, tubos en "U" Incolloy 800

**Turbina:** Una etapa de alta presión. Dos etapas de baja presión. Velocidad 1500 rpm.

La Central Nuclear presidente Néstor Carlos Kirchner (ex Atucha II) se encuentra dentro de la línea PHWR de reactores de agua pesada con recipiente de presión desarrollada por Siemens, de los cuales solo se construyó el prototipo MZFR de 57 MWe de generación en Alemania y la Central Atucha I con una potencia de 357 MWe brutos, pero ambos con una capacidad de generación sensiblemente menor que Atucha II.

Utiliza agua pesada como refrigerante y moderador lo que permite la utilización de uranio natural como combustible, siendo posible la recarga de este mientras la central opera a plena potencia, por lo que se logra un bajo costo de operación.



NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A.

## **BASES SOBRE FÍSICA NUCLEAR**

Para entender el funcionamiento de una central nuclear primero debemos comprender ciertos conceptos básicos de física nuclear, en este breve segmento del informe se resumen los mismos.

En lo que respecta a la estructura nuclear debemos recordar que el número de protones que posea el núcleo se conoce como número atómico  $Z$  y determina las propiedades químicas del elemento, luego a la suma de neutrones y protones le decimos número másico y lo denominamos con la letra  $A$ , un neutrón no es estable salvo que este unido a un núcleo. Un nucleido o núclido es el núcleo que estamos estudiando sin referirnos al átomo del que forma parte.

Los elementos usados para generar energía nuclear se dividen en dos grupos. Los fisionables son aquellos que para poder fisionarlos necesitaremos neutrones con energías altas. Mientras que los fisiles son fáciles de fisionar, incluso con neutrones de bajas energías.

Es fundamental recordar además que “La masa medida en un núcleo, siempre va a ser más chica que si sumamos las masas de los nucleones que lo constituyen” surgiendo de esta manera el concepto de defecto de masa, que es la diferencia entre la masa de un núcleo y la suma de las masas de los nucleones que lo forman.

Otra forma de interpretar el defecto de masa es ver este defecto como la masa que se transforma en energía, si formáramos un átomo a partir de los electrones, protones y neutrones.

Una última interpretación conceptual que podemos utilizar para describir al defecto de masa es decir que es la cantidad de energía que necesitaríamos para romper el átomo en las partículas que lo forman, por eso podemos tomarlo como una medida de la energía de unión de los núcleos.

Las fuerzas nucleares son fuerzas de corto alcance, estas actúan entre nucleones y caen a cero muy rápido cuando se separan los nucleones. Cuando crece el número de protones, las fuerzas de Coulomb de largo alcance crecen muy rápido, mucho más que las de corto alcance.

Esto significa que para que los núcleos pesados permanezcan intactos se necesitan más neutrones para que las fuerzas atractivas de todas las partículas superen las fuerzas repulsivas de Coulomb.

Para nucleótidos estables de bajo número de masa, la relación neutrón a protón se aproxima a la unidad.

En núcleos pesados va aumentando, manteniéndose la estabilidad hasta un valor límite, donde ya no son estables, sino que los podemos formar artificialmente.

Decimos que un núcleo está en el estado fundamental cuando la disposición de los nucleones hace que la energía potencial sea mínima, cuando esto no pasa, decimos que está excitado y toma valores energéticos que no son continuos, sino que son discretos.

Estos valores discretos los vamos a llamar “niveles de energía”.

La desintegración radiactiva es el proceso en el que un elemento que es inestable emite partículas o radiación cambiando la naturaleza o el estado de los núcleos de este elemento.

Y al fenómeno de emitir partículas o radiación por ser inestables es lo que nosotros le decimos radiactividad.

Es de interés conocer tres tipos de radiaciones (alfa, beta y gamma), las radiaciones alfa son las menos penetrantes, se pueden absorber con una hoja de papel o una lámina metálica muy fina.

Estos “rayos” pueden ser desviados por un campo magnético.

Las partículas alfa son núcleos de Helio.

En una desintegración radiactiva el núcleo que sufre la desintegración se transforma en otro núcleo y al mismo tiempo emite una partícula alfa, beta o gamma.

En el caso de la radiación alfa el núcleo residual va a tener 2 protones menos y 2 neutrones menos que el núcleo original.

La radiación beta es más penetrante que la alfa, también se puede desviar estos rayos con un campo magnético esto debido a que las partículas beta son electrones.

No solo se trata de partículas con carga negativa, sino que también se encontraron partículas con las mismas propiedades pero que tienen carga positiva, para diferenciar los dos tipos de partículas beta usamos  $\beta^+$  y  $\beta^-$ .

Por último, tenemos la radiación gamma, estos “rayos” no se desvían con un campo magnético debido a que se trata de radiación electromagnética o fotones.

En una desintegración radiactiva el núcleo que sufre la desintegración se transforma en otro núcleo y al mismo tiempo emite una partícula alfa, beta o gamma, en una muestra de un material radiactivo va a ir cambiando la cantidad de núcleos de la sustancia original. A medida que se producen más desintegraciones, vamos a tener cada vez menos núcleos de la sustancia original.

Es importante conocer cómo van a ir disminuyendo el número de núcleos, para eso usamos la ley de decaimiento exponencial, esta ley aplica sin importar si la radiación que tenemos es alfa, beta o gamma.

$$N(t) = N(0) * e^{-\lambda * t}$$

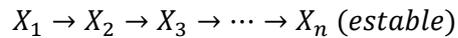
Se basa en cuestiones estadísticas y es independiente de las propiedades físicas como la presión temperatura o cualquier otra. De lo único que depende es de que núcleo de que sustancia estamos hablando por lo tanto es una propiedad del nucleido.

La constante  $\lambda$  de la expresión de la ley de decaimiento exponencial es la denominada constante de desintegración la cual se puede interpretar como una cuantificación de la probabilidad de desintegración de un núcleo en una unidad de tiempo.

Mientras que  $N(t)$  hace referencia a el número de núcleos en un instante determinado  $t$  a la vez que  $N(0)$  se refiere al número inicial de núcleos.

Le decimos actividad al número de núcleos que se desintegran en una unidad de tiempo, se usa el Becquerel (Bq) como unidad de actividad y se define como una desintegración por segundo.

En muchos casos cuando se desintegra una sustancia radiactiva la especie nuclear que se produce también es radiactiva, le decimos a la primera sustancia madre y a la segunda sustancia hija. A su vez la sustancia hija puede generar otra especie y así generar una cadena, la cadena termina cuando se forma un núclido estable.



De esta manera podemos emplear las siguientes fórmulas para determinar el número de núcleos de una especie determinada de la cadena:

$$N_j = C_1 * e^{-\lambda_1 * t} + C_2 * e^{-\lambda_2 * t} + \dots + C_i * e^{-\lambda_i * t}$$

Donde cada uno de los coeficientes C se pueden estimar como:

$$C_i = \frac{\lambda_1 * \lambda_2 * \dots * \lambda_{j-1}}{(\lambda_1 - \lambda_i) * (\lambda_2 - \lambda_i) * \dots * (\lambda_j - \lambda_i)}$$



NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A.

## BASES SOBRE FÍSICA DE REACTORES

En este breve segmento consideraremos las bases sobre física de reactores, para esto requerimos del entendimiento de las denominadas secciones eficaces, como definición tenemos que:

“La probabilidad de que cierta reacción ocurra se mide en términos de áreas que se llaman secciones eficaces”

El número o tasa de reacción es el número de interacciones en un segundo por unidad de volumen.

$$[R] = \frac{\text{Número de interacciones}}{s * cm^3} = n * v * N' * \sigma_a$$

Donde n: densidad neutrónica [neutrones/cm<sup>3</sup>]

v: velocidad de los neutrones [m/seg]

N': Cantidad de núcleos del material blanco [1/cm<sup>3</sup>]

$\sigma_a$ : Sección eficaz de absorción del material [Barn]

1. Cuanto más grande es “n” más neutrones colisionarán en el material
2. Cuanto más grande es la “v” de los neutrones más colisiones voy a tener.
3. Cuanto más grande es el N' más neutrones van a colisionar.

Cuanto más grande sea la sección eficaz más neutrones van a colisionar.

Se define la sección eficaz microscópica como el producto de la sección eficaz por el número de núcleos del material blanco:

$$\Sigma = \sigma * N'$$

$$[\Sigma]=cm^{-1}$$

Definimos el camino libre medio como la inversa de la sección eficaz microscópica, es el camino libre promedio que atraviesa un neutrón antes de ser absorbido por el material.

El flujo neutrónico se define como el producto de la densidad neutrónica por la velocidad de los neutrones:

$$\phi = n * v$$

$$[\phi] = \frac{\text{Neutrones}}{cm^2 * seg}$$

Entonces:

$$R = \phi * \Sigma$$

Los moderadores son sustancias empleadas para obtener una disminución de la energía de los neutrones y con esta disminución de energía obtenemos una mayor sección eficaz lo que provoca una mayor probabilidad de fisiones.

Dentro de los moderadores que se pueden usar están H<sub>2</sub>O, D<sub>2</sub>O y grafito.

El H<sub>2</sub>O es mejor dispersor de neutrones que el D<sub>2</sub>O y que el grafito, pero es mucho más absorbente de neutrones.

En el caso de la CNA I, CNA II y Embalse (CNE) se usa D<sub>2</sub>O como moderador.

Los materiales absorbentes de neutrones (por su alto  $\sigma_a$ ) que se usan son el boro y el cadmio.

En la CNA se usa boro como veneno líquido mientras que en CNE las barras de corte del reactor son de cadmio.

Como materiales constructivos en un reactor nuclear tenemos el hierro y el circonio.

En el caso de Atucha se usa la aleación Zircaloy que tiene aproximadamente un 90% de Zr.

Es el material más efectivo por su bajo  $\sigma_a$  de neutrones.

Para producir una gran cantidad de energía tenemos dos requerimientos clave:

- ❖ La velocidad de las fisiones tiene que ser grande (Alta potencia).
- ❖ La velocidad se tiene que poder mantener por largos periodos de tiempo.

Tomemos por ejemplo la reacción en cadena con uranio natural:

El proceso de fisión se puede repetir gracias a que cada fisión libera neutrones, los neutrones liberados en una fisión tienen que producir una fisión (otra).

En este caso no hay multiplicación de neutrones y como la reacción en cadena se mantiene decimos que el reactor se encuentra en estado crítico.

Sin embargo, por lo general se producen más de un neutrón en cada fisión ( $\nu = 2,43$  para neutrones térmicos).

Definimos entonces el parámetro de multiplicación  $k$ :

$$k = \frac{\text{Neutrones disponibles en la primera generación}}{\text{Neutrones obtenidos en la segunda generación}}$$

Si  $k < 1$  tenemos un sistema subcrítico, donde se producen cantidades de neutrones tales que disponemos de menos neutrones de los que se tenían en la primera generación.

Si  $k = 1$  tenemos un sistema crítico donde los neutrones de la primera generación será la misma cantidad que la de los de la segunda generación.

Por último, si  $k > 1$  tenemos una generación neta de neutrones positiva implicando una super criticidad del sistema.

## **BASES SOBRE EL FUNCIONAMIENTO DE UNA CENTRAL NUCLEAR**

Una central nuclear es una instalación industrial en la que se genera electricidad a partir de la energía nuclear que se libera en forma de energía térmica mediante una reacción nuclear de fisión en cadena en la vasija de un reactor nuclear.

El componente principal de una central es el reactor nuclear, en el que se aloja el combustible nuclear (habitualmente uranio) y que cuenta con sistemas que permiten iniciar, mantener y detener, de forma controlada, la reacción nuclear.

El funcionamiento de una central nuclear sigue un proceso similar al de una central térmica convencional, en la que la energía térmica se obtiene mediante la combustión de combustibles fósiles. Sin embargo, en un reactor nuclear se obtiene a través de las reacciones de fisión nuclear en cadena de los átomos de uranio del combustible nuclear.

La energía térmica liberada se utiliza para calentar agua hasta convertirla en vapor a alta presión y temperatura. Este vapor hace girar una turbina que está conectada a un generador, que transforma la energía mecánica del giro de la turbina en energía eléctrica.

Sus componentes principales son:

**Combustible.** Material en el que tiene lugar las reacciones de fisión, normalmente se emplea dióxido de uranio enriquecido. Se utiliza simultáneamente como fuente de energía y de neutrones para mantener la reacción en cadena. Se presenta en estado sólido en forma de pastillas cilíndricas encapsuladas en varillas metálicas de unos cuatro metros de longitud.

**Refrigerante.** Es la misma agua que hace las funciones de moderador, y sirve para extraer el calor generado por la reacción de fisión del uranio del combustible.

**Barras de control.** Son los elementos de control del reactor y actúan como absorbentes de neutrones. Son barras de indio-cadmio o carburo de boro, que Permiten controlar en todo momento la población de neutrones y mantener estable el reactor y también su parada cuando es necesario.

**Blindaje.** Evita que las radiaciones y los neutrones del reactor se escapen al exterior. Por lo general, se utiliza hormigón, acero o plomo.

**Elementos de seguridad.** Todas las centrales nucleares disponen de múltiples sistemas de seguridad para evitar que se libere radiactividad al exterior, entre los que se encuentra el edificio de contención.

## **SIMULADORES DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II**

El simulador de la sala de control de una central nuclear es una réplica exacta de la sala de control, hasta el último detalle. Sus utilidades son numerosas, pero especialmente se aplica para la formación de personal y las pruebas de cara a garantizar la seguridad y el buen funcionamiento de una central.

En la sala de control se reciben señales de todos los equipos, componentes y sistemas que conforman la central, lo que permite controlarlos desde una única ubicación. En este espacio trabajan los responsables de la operación de la central realizando todas las actividades necesarias, desde operaciones rutinarias de vigilancia o mantenimiento hasta gestión de emergencias.

Para garantizar la seguridad y buen funcionamiento de la central y, a su vez, capacitar a los empleados que trabajan o trabajarán en la sala de control de este tipo de instalaciones, el simulador es una herramienta indispensable. Equivale a los simuladores de vuelo que utilizan los pilotos para su formación y entrenamiento.

El simulador dispone de un potente ordenador que reproduce el funcionamiento de todos los sistemas y situaciones operativas posibles de la central. La simulación se apoya también en paneles virtuales o interfaces de operación de software que replican los paneles de hardware desde donde se puede interactuar con los dispositivos de control. De esta manera, se garantizan la máxima fidelidad física y funcional.

En estos simuladores se reproducen todo tipo de situaciones: gestiones rutinarias de la central, eventos puntuales programados como paradas de recarga o revisiones, tareas de limpieza e incluso posibles accidentes e incidencias. La respuesta del simulador es exactamente igual a la que tendría el conjunto de sistemas de la central en cada una de esas situaciones. El sistema permite analizar y evaluar potenciales riesgos y accidentes y también realizar análisis predictivos de cambios y modificaciones de diseño en la central.

Da formación a los operadores nucleares, tanto los que ya están en plantilla en la central y deben reentrenar su capacitación, como los operadores nuevos antes de asumir su puesto en la sala de control real. El entrenamiento en un simulador es una de las áreas más importantes del programa de formación de los operadores. Con las prácticas, los operadores consolidan sus conocimientos teóricos, desarrollan el sentido de la dinámica de la central y adquieren las habilidades necesarias para la operación de la planta, ejercitando maniobras de puesta en marcha, parada y operación normal, circunstancial y de transitorios.

Forma parte del día a día de los controladores de la central y da apoyo a la ingeniería, ya que deben realizar actividades de reentrenamiento y formación continuada para estar al día con los avances más recientes. Por otra parte, se utiliza para simular los resultados y variables antes de realizar cualquier cambio que pueda afectar a los equipos electrónicos o mecánicos de la central o el software y comprobar que es seguro.

Tecnatom es la empresa de ingeniería que construye los simuladores de las salas de control de las centrales nucleares españolas y de muchas otras a nivel internacional, entre ellas las centrales nucleares Atucha.

### **Simulador de Alcance Total**

Algunos de los componentes del simulador de alcance total incluyen:

Un entorno de simulación para sincronizar, ejecutar y supervisar el funcionamiento en tiempo real de los modelos, gestionar las bases de datos y depurar posibles errores.

Herramientas de generación de modelos especializadas según la tipología del sistema: redes eléctricas, hidráulicas o fluidos, sistemas de lógica y control, etc. Permiten el desarrollo automático de los modelos mediante una interfaz gráfica.

Modelación del área termo hidráulica y neutrónica.

### **Simulador Grafico Interactivo**

Además del simulador de alcance total, las centrales utilizan un simulador gráfico interactivo (SGI) para la formación del personal de operación, así como de ingeniería y mantenimiento. En el SGI se simulan gráficamente distintas condiciones de operación y también se observan el estado y evolución de los componentes y parámetros más representativos (presión, caudal, temperatura, nivel, flujo neutrónico, entre otros).



**NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A.**

## **LENGUAJE DE PROGRAMACIÓN FORTRAN**

Fortran (contracción del inglés Formula Translating System) es un lenguaje de programación de alto nivel de propósito general, que está especialmente adaptado al cálculo numérico y a la computación científica.

Desarrollado originalmente por IBM en 1957 para el equipo IBM 704, y usado para aplicaciones científicas y de ingeniería, el FORTRAN vino a dominar esta área de la programación desde el principio y ha estado en uso continuo por más de medio siglo en áreas de cómputo intensivo tales como la predicción numérica del tiempo, análisis de elementos finitos, dinámica de fluidos computacional (CFD), física y química computacional.

El lenguaje fue diseñado teniendo en cuenta que los programas serían escritos en tarjetas perforadas de 80 columnas. Así, por ejemplo, las líneas debían ser numeradas y la única alteración posible en el orden de ejecución era producida con la instrucción "go to". Estas características han evolucionado de versión en versión. Las actuales contienen subprogramas, recursión y una variada gama de estructuras de control.

Este es el lenguaje de programación sobre el cual se programó, mayoritariamente, y funciona el simulador de las centrales nucleares Atucha.

En términos generales, la empresa Tecnatom facilitó software (TeamLogic, TeamFlow) que permite a través de subrutinas simular las lógicas de control y simular el proceso como tal, a través de subrutinas de ForTran.

Al momento de realizar cambios en parámetros para corregir el comportamiento del simulador, se recurre a la modificación del código de ForTran utilizando el software de Microsoft Visual Studio.



## KRAFTWERK KENNZEICHEN SYSTEM

El sistema de identificación de centrales eléctricas, KRAFTWERK KENNZEICHEN SYSTEM (KKS), es un sistema de identificación de plantas para el marcado uniforme y sistemático de sistemas, equipos y señales en las plantas industriales asociadas a la producción de energía eléctrica y térmica. Es adecuado básicamente para todas las fuentes de energía.

El KKS se fue desarrollado en VGB PowerTech a principios de la década de 1970 y se implementó por primera vez en una planta de producción de energía en 1976.

Desde la publicación de la primera directriz de VGB sobre el KKS en 1978, fue utilizado por los constructores y operadores de centrales eléctricas para designar e identificar claramente todos los componentes de una central eléctrica.

El KKS es una herramienta para el correcto funcionamiento de los sistemas de suministro de energía, porque es compatible con todos los procesos operativos.

Además, el KKS es la base para la digitalización de los procesos.

El marcado según el KKS consiste en una combinación de letras y números de 15 a 17 dígitos. Las letras se utilizan generalmente para clasificar los sistemas y agregados. Los dígitos se utilizan generalmente para contar.

El KKS distingue entre 3 tipos de etiquetado:

Marcado de procesos, para codificar plantas y dispositivos en el proceso de la central eléctrica.

Marcado de la ubicación de la instalación, para codificar las ubicaciones de instalación y las ubicaciones de instalación en sistemas electrotécnicos

Marcado de salas, para codificar la ubicación topográfica de sistemas y dispositivos en edificios.

El marcado según KKS sigue una estructura fija, que se basa en niveles de clasificación. El nivel de detalle de la matrícula aumenta de izquierda a derecha. La estructura de los niveles de detalle es alfanumérica.

A continuación, A se utiliza para letras y N para dígitos. Se coloca un espacio entre los niveles de contorno.

Nivel 1				
A	A	A	N	N

Nivel 2					
A	A	N	N	N	A

Nivel 3			
A	A	N	N

Donde las letras del primer casillero del nivel 1, se corresponden de acuerdo con la siguiente lista.

- A Sistemas de Redes Y distribución Eléctrica
- B Sistema de Consumo Propio y Generación de Energía
- C-D Equipos de I&C
- E Suministro de Combustible Convencional
- F Manipuleo de Componentes Nucleares
- G Suministro y Disposición de Agua
- J Generación de Calor Nuclear
- K Sistemas Auxiliares Nucleares
- L Ciclo de Agua Vapor
- M Máquinas Principales
- P Sistema de Agua de Refrigeración
- Q Sistemas Auxiliares de Planta
- S Sistemas de Soporte
- U Edificios y Estructuras
- X Grandes Máquinas

Podemos agrupar las primeras dos letras del primer nivel para identificar un sistema, ejemplos posibles son:

JA : Reactor.

JE: Refrigerante primario.

JF: Moderador.

KA: Refrigeración de componentes nucleares.

LA: Agua de alimentación.

Por último, podemos dar un nivel de especificación más preciso utilizando las primeras tres letras del nivel 1 del KKS, por ejemplo:

Conociendo que J, se refiere a la generación de calor nuclear, JE se corresponde al refrigerante primario y JEA se corresponde a los generadores de vapor.

En cuanto a la primera letra del nivel 2 del KKS, podemos identificarlas de acuerdo con la siguiente lista:

- A** Equipos móviles
- B** Equipos fijos
- C** Lazos de medición directa
- D** Lazos cerrados de control
- E** Procesamiento de señales analógicas y binarias
- F** Lazos de medición indirecta
- G** Equipos eléctricos
- H** Partes de máquinas principales
- J** Componentes nucleares

Respecto a los tres dígitos numéricos del nivel 2 del KKS, se pueden interpretar de la siguiente manera:

#### **Instrumentación**

<b>0xx</b>	Indicación remota
<b>1xx</b>	Indicación remota
<b>2xx</b>	Lazo de medición para prueba automática
<b>3xx</b>	Lazo de medición para prueba automática
<b>4xx</b>	Indicación remota PeM
<b>5xx</b>	Indicación local
<b>7xx</b>	Limitación del reactor
<b>8xx</b>	Protección del reactor
<b>9xx</b>	Medición compuesta (seleccionable)

#### **Componentes**

<b>0xx</b>	Elementos principales
<b>1xx</b>	Elementos principales
<b>2xx</b>	Medios auxiliares, secundarios
<b>3xx</b>	Medios auxiliares, secundarios
<b>4xx</b>	Drenajes < 450, Venteos > 450
<b>5xx</b>	Válvulas de control
<b>6xx</b>	Muestreos
<b>7xx</b>	Conexiones para instrumentos
<b>8xx</b>	Conexiones para instrumentos
<b>9xx</b>	Válvulas y conexiones de seguridad

Para finalizar con lo relativo al nivel 2 del KKS, algunos casos donde se requiere el uso de la letra final de este nivel pueden ser:

- Válvulas FIAT
- Válvulas piloto
- Segundo sensor de un termómetro doble
- Mediciones "tipo A/B/C" en protección del reactor

Finalizando con el sistema KKS, tenemos el nivel 3.

Cuyas dos primeras letras pueden interpretarse como:

K: Elementos operativos mecánicos

KA: Válvula

KN: Compresor

KP: Bomba

M: Componentes mecánicos

MB: Freno

MG: Caja de engranajes

MK: Acoplamiento

Q: Equipos de instrumentación y control

QB: Transmisor, sensor

QN: Regulador, controlador

QR: Cañería de medición

Estas letras son de importancia en el caso del simulador porque se emplean para distinguir señales:

X: Identificación de señal individual (Origen)

Y: Identificación de señal individual (Destino)

Z: Identificación de señal compuesta (Lógica, Calculada)

B: Control de accionamiento

G: Señal binaria de proceso (No aplica para señal del tipo Y)

H: Señal de valor límite electrónico (No aplica para señal tipo Y)

L: Señal de sala de control

P: Señal de computadora de supervisión

## **SISTEMA DE PLANTA INVOLUCRADO**

Para continuar con el desarrollo de la situación por resolver en la práctica, será necesario sentar las bases sobre los sistemas de planta involucrados, particularmente los sistemas L los cuales son básicamente el circuito del refrigerante secundario, el ciclo Rankine de la planta.

Primero tenemos el vapor generado en los generadores de vapor, este se expande en las turbinas, posteriormente se condensa y este condensado se precalienta antes de ser enviado al tanque de agua de alimentación para ser recirculado a los generadores de vapor.

El sistema LA es el que está formado por las bombas y el tanque de agua de alimentación (LAA).

El sistema LB es el formado por las etapas de expansión en turbinas.

Por último, el sistema LC es el formado por el precalentador.

En el sistema LA, que es el sistema de agua de alimentación, tomamos el agua del LAA por bombas (pueden ser las LAC en operación normal o las LAJ en caso de tratarse de una parada/arranque de planta), el agua recorre las cañerías (LAB en operación normal o LAH si se trata de una parada/arranque de planta) hasta llegar a los generadores de vapor (GV).

Si estamos en operación normal, el agua de alimentación antes de llegar a los GV pasa por los JFA (Intercambiadores del moderador).

Esto último lo que hace es precalentar el agua y mejorar la eficiencia del ciclo.

Es importante recordar que el JF (sistema del moderador) se calienta por la moderación y por el intercambio del refrigerante, por eso aprovechamos este calor para usarlo en el secundario.

El sistema LB es el que está conformado con las turbinas de alta y de baja.

En operación normal el vapor que sale de los JEA va a la turbina de alta presión por las cañerías del LBA (línea de vapor principal).

Hay una línea del LBA para cada JEA.

Después el vapor ingresa a la turbina principal MAA a través de las válvulas de admisión de turbina MAA AA.

Cuando sale de la turbina de alta va a los separadores de humedad LBJ y una vez seco el vapor llega a las turbinas de baja MAC.

Se expande y va al condensador para intercambiar calor con el agua del río hasta llegar a líquido saturado.

El sistema LC es el compuesto por el/los precalentador/es.

## BASES SOBRE BOMBAS CENTRÍFUGAS

Las bombas incrementan la energía mecánica del líquido, aumentando su velocidad, presión o elevación, o las tres anteriores. Las dos clases principales son las bombas de desplazamiento positivo y las bombas centrífugas. Las unidades de desplazamiento positivo aplican presión directamente al líquido por un pistón recíprocante, o por miembros rotatorios, los cuales forman cámaras alternadamente llenas o vacías del líquido. Las bombas centrífugas generan altas velocidades de rotación, entonces convierten la energía cinética resultante del líquido en energía de presión

Para un análisis conceptual, consideramos que la densidad del líquido no cambia de forma apreciable dentro de la bomba y la consideramos constante. Modelamos a fines prácticos una bomba instalada en una tubería que va a suministrar la energía necesaria para succionar líquido de un tanque de almacenamiento y descargarlo con una velocidad volumétrica de flujo constante a la salida de una tubería, que se ubica a una distancia  $Z_b$  por encima del nivel de líquido del tanque.

El líquido entra a la bomba por una conexión de succión en un punto a y sale por un punto b donde está localizada la conexión de descarga. De forma que se podrá aplicar la ecuación de Bernoulli entre los puntos a y b, obteniendo:

$$\eta * W_p = \left( \frac{p_b}{\rho} + g * Z_b + \frac{V_b^2}{2} \right) - \left( \frac{p_a}{\rho} + g * Z_a + \frac{V_a^2}{2} \right)$$

Donde

$\eta$ : Eficiencia de la bomba

$W_p$ : Potencia requerida

$p_b$ : Presión en el punto b

$\rho$ : Densidad del fluido

$g$ : Aceleración de la gravedad

$Z_b$ : Altura en el punto b

$V_b$ : Velocidad media en b

$p_a$ : Presión en el punto a

$Z_a$ : Altura en el punto a

$V_a$ : Velocidad media en a

Las magnitudes dentro de los paréntesis reciben el nombre de cargas totales y se representan como H.

$$H = \frac{p}{\rho} + gZ + \frac{V^2}{2}$$

Podemos dividir la expresión anterior por la aceleración de la gravedad para hablar de las cargas totales en función de longitudes.

$$\frac{H}{g} = \frac{p}{\rho g} + Z + \frac{V^2}{2g}$$

Si la presión de succión es solo ligeramente superior a la presión de vapor de la sustancia es posible que parte del líquido se evapore súbitamente dentro de la bomba, dando lugar a un proceso llamado cavitación, el que reduce de manera importante la capacidad de la bomba y causa una severa erosión.

Si la presión de succión es en realidad menor que la presión del vapor, se producirá vaporización en la línea de succión y el líquido no puede entrar en la bomba.

Para evitar la cavitación, es preciso que la presión a la entrada de la bomba exceda a la presión del vapor en un cierto valor, llamado Altura Neta Positiva en la Aspiración o carga neta de succión positiva (NPSH, Net Positive suction head).

El valor requerido de NPSH es dado por el fabricante del equipo y el NPSH disponible para una bomba que succiona desde un recipiente se calcula comúnmente como:

$$NPSH = \frac{1}{g} \left( \frac{P_a - P_{vap}}{\rho} - h_f \right) - Z_a$$

Donde:

*g*: aceleración de la gravedad

*P<sub>a</sub>*: presión en la succión de la bomba

*P<sub>vap</sub>*: presión de vapor de la sustancia

*ρ*: densidad del fluido

*h<sub>f</sub>*: fricción en la succión

*Z<sub>a</sub>*: altura en la succión



## **BASES SOBRE INTERCAMBIADORES DE CALOR**

El tratamiento cuantitativo de los problemas de transferencia de calor se basa en los balances de energía y en las estimaciones de las velocidades de transferencia de calor.

Muchos dispositivos de transferencia de calor, la mayoría de ellos, funcionan bajo condiciones de estado estacionario, y en esta sección se recordarán las bases sobre la transferencia de energía en estado estacionario, estas bases servirán para entender de forma conceptual como afectaría la variación de ciertos parámetros el funcionamiento de la planta.

En los intercambiadores de calor no hay trabajo y, además, las energías mecánicas, potencial y cinética son pequeñas en comparación con los otros términos de la ecuación del balance de energía. Por lo tanto, para una corriente que circula a través de un intercambiador tenemos:

$$\dot{m} * (H_b - H_a) = q$$

Donde:

$\dot{m}$ : caudal másico del fluido que intercambia energía en forma de calor.

$H_b$ : entalpía de salida del fluido que intercambia energía en forma de calor.

$H_a$ : entalpía de entrada del fluido que intercambia energía en forma de calor.

$q$ : velocidad de transferencia de energía como calor de la corriente.

Esta ecuación se puede plantear para cada una de las corrientes que fluyen a través del intercambiador de calor.

Una simplificación adicional en el uso de la velocidad de transferencia de calor  $q$  está justificada, podemos encontrarnos con el caso en el que una de las dos corrientes de fluido gane o pierda energía en forma de calor con el aire del ambiente si el fluido está más frío o caliente que el medio ambiente.

Por lo general en la práctica no deseamos intercambiar calor con el medio ambiente y estas pérdidas son despreciables si se cuenta con los equipos correctamente aislados, por lo que se desprecia este intercambio de calor por ser justamente despreciables frente al calor que se transfiere a través de las paredes de los tubos desde el fluido caliente hacia el fluido frío.

Aceptando estas suposiciones, para el fluido caliente tenemos:

$$\dot{m}_h * (H_{hb} - H_{ha}) = q_h$$

Mientras que para el fluido frío tenemos:

$$\dot{m}_c * (H_{cb} - H_{ca}) = q_c$$

Donde:

$\dot{m}_h$ : caudal másico del fluido caliente.

$\dot{m}_c$ : caudal másico del fluido frío.

$H_{hb}$ : entalpía de salida del fluido caliente.

$H_{cb}$ : entalpía de salida del fluido frío.

$H_{ha}$ : entalpía de entrada del fluido caliente.

$H_{ca}$ : entalpía de entrada del fluido frío.

$q_h$ : energía en forma de calor cedida por el fluido caliente.

$q_c$ : energía en forma de calor recibida por el fluido frío.

El signo de  $q_c$  es positivo pero el signo de  $q_h$  es negativo porque el fluido caliente pierde calor en lugar de ganarlo.

Como el calor cedido por el fluido caliente es recibido por el fluido frío tenemos que:

$$q_c = -q_h$$

Reemplazando por las expresiones previas tenemos:

$$\dot{m}_c * (H_{cb} - H_{ca}) = \dot{m}_h * (H_{ha} - H_{hb}) = q$$

Esta última ecuación tiene el nombre de "balance global de entalpía" y es el balance en el cual basaremos los análisis en la práctica.

Si admitimos que los calores específicos son constantes y solo se transfiere el calor sensible, el balance global de entalpía para un intercambiador de calor se transforma en:

$$\dot{m}_c * C_{pc} * (T_{cb} - T_{ca}) = \dot{m}_h * C_{ph} * (T_{ha} - T_{hb}) = q$$

Donde:

$C_{pc}$ : calor específico del fluido frío.

$C_{ph}$ : calor específico del fluido caliente.

Mientras que, si realizamos los balances de entalpía en condensados totales, esto es para un condensador donde se condensará totalmente vapor saturado a líquido saturado, tenemos:

$$\dot{m}_h * \lambda = \dot{m}_c * C_{pc} * (T_{cb} - T_{ca}) = q$$

Donde:

$\dot{m}_h$ : velocidad de condensación de vapor.

$\lambda$ : calor latente de evaporación del vapor.

$\dot{m}_c$ : caudal del fluido frío.

$C_{pc}$ : calor específico del fluido frío.

$T_{cb}$ : temperatura de salida del fluido frío.

$T_{ca}$ : temperatura de entrada del fluido frío.

$q$ : energía en forma de calor intercambiada.

Esta ecuación se basa en la suposición de que el vapor entra en el condensador como vapor saturado (no sobrecalentado) y que el condensado sale a la temperatura de condensación sin enfriamiento posterior.

## CASO DE ESTUDIO

El caso de estudio de la presente práctica consiste en el acondicionamiento de una válvula de alimentación de los generadores de vapor, el comportamiento de esta distaba de la realidad, esto es, el caudal que se presentaba en la simulación era mayor al que se observaba en los datos de planta y esto afectaba a su vez a la simulación de ciertos escenarios.

Un aspecto que se veía afectado por el caudal que se presentaba en un principio, es el nivel del condensador, al tener un mayor nivel el generador de vapor tendrá una mayor presión por la compresión del “colchón de vapor” que se genera esto a su vez aumentaría la presión de operación y con ello la presión de saturación, como consecuencia aumenta la temperatura de saturación de esta manera la energía necesaria para generar vapor es mayor, y con una misma cantidad de energía retirada del moderador podremos evaporar menos cantidad de agua del circuito secundario.

Esto trae como consecuencia que baje el nivel del condensador, y esto produce que no podamos emplear las bombas de condensado ya que al bajar el nivel del condensador disminuye el NPSH (Net Positive Suction Head) disponible. Al no contar con estas bombas, no podremos circular el condensado y no podríamos operar la planta con normalidad.

De cara a la resolución de este problema, en una primera instancia, se verifica que el comportamiento de la válvula difiere del observado en la planta, para esto se hace uso del software Visual Data el cual provee datos históricos recolectados de planta.

De forma que podemos analizar en diversas fechas los valores de caudal presentados en la alimentación de los generadores de vapor.

Una vez se confirmó la diferencia entre los caudales, donde el caudal de planta resulto ser mayor al caudal obtenido en la simulación se procedió a analizar cómo fue simulada la válvula y el trayecto de cañería que alimenta a los generadores de vapor.

Para esto se utilizó la nodalización de TRAC, el cual es básicamente un sistema que modela ciertos sistemas de planta como lo es el sistema J.

En base a los diagramas que se elaboraron en la construcción del simulador se observó que una potencial solución sería cambiar el valor del denominado factor de fricción de la válvula, el cual es por definición el inverso de la admitancia.

A continuación, se desarrolla la modelización dinámica de una válvula, según lo informa Tecnatom.

## MODELIZACIÓN DINÁMICA DE UNA VÁLVULA

Desde el punto de vista de la modelación dinámica, una válvula está caracterizada por su posición ( $v$ ), normalizada (0-1), que representa el área de paso permitida por la válvula.

En una línea donde exista una válvula se considera que la admitancia de la línea es variable en función de la apertura de esta.

Por ejemplo, para flujo turbulento:

$$F = KV\sqrt{P_1 - P_2}$$

Donde:

$V$ : Grado de apertura de la válvula (0-1).

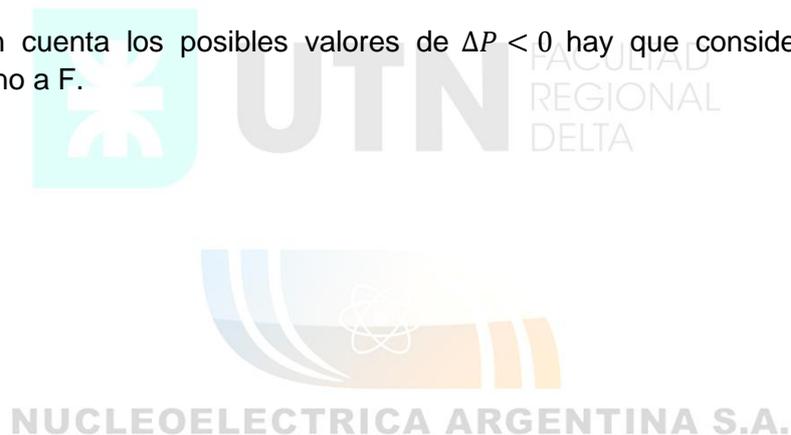
$F$ : Caudal másico a través de la línea.

$K$ : Admitancia de la línea con la válvula totalmente abierta.

$P_1$ : Presión aguas arriba de la válvula.

$P_2$ : Presión aguas abajo de la válvula.

Para tener en cuenta los posibles valores de  $\Delta P < 0$  hay que considerar  $\sqrt{|\Delta P|}$  y cambiar el signo a  $F$ .



## SOLUCIÓN PROPUESTA Y RESULTADOS OBTENIDOS

De esta manera, se recurre a la modificación del código programado en ForTran para lograr disminuir el caudal que se alimenta a los generadores de vapor, la modificación consistirá en modificar el denominado factor de fricción el cual es simplemente el inverso de la admitancia.

En un principio, el factor de fricción que se empleaba tenía un valor igual a la unidad, luego de varias pruebas donde se utiliza la herramienta DESI para probar diversos valores y la respuesta presentada por el simulador se decide emplear un factor de fricción de 35.

De esta manera, en términos del factor de fricción:

$$\varphi_r = \frac{1}{K}$$
$$\varphi_r' = 35 * \varphi_r$$

En términos de la admitancia se observa:

$$K' = \frac{1}{35}$$

Con lo que podemos determinar qué porcentaje de disminución del caudal observaremos, si inicialmente tenemos:

$$F = KV\sqrt{P_1 - P_2}$$

Si consideramos el nuevo caudal, resultado de la nueva admitancia:

$$F' = K'V\sqrt{P_1 - P_2}$$

$$F' = \frac{1}{35}V\sqrt{P_1 - P_2}$$

Comparando el caudal inicial respecto del caudal obtenido con los cambios realizados:

$$\frac{F'}{F} = \frac{\frac{1}{35} * V\sqrt{P_1 - P_2}}{1 * V\sqrt{P_1 - P_2}}$$

Si consideramos que se mantienen constante la posición de la válvula y las presiones involucradas:

$$\frac{F'}{F} = \frac{1}{35}$$

$$\frac{F'}{F} = \frac{1}{35}$$

$$F' = \frac{F}{35}$$

$$F' = 2.86\% * F$$

## **OBSERVACIONES**

Vemos que el caudal resultante es mucho menor al caudal original, se trata de tan solo el 2.86% del caudal inicial, esto repercute de gran manera en el nivel del condensador produciendo que ahora contemos con una presión de los generadores de vapor lo suficientemente baja para que la temperatura de saturación no sea demasiado elevada y así poder generar, con el calor extraído del sistema primario, suficiente vapor para mantener un nivel adecuado en los condensadores cumpliendo de esta manera con el NPSH solicitado por las bombas del condensado y quedando estas a disposición para el funcionamiento normal de la planta.

## **CONCLUSIONES**

A lo largo de mi paso por la Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional Delta obtuve una formación variada que abarca desde conocimientos base en física, química, análisis matemático, algebra y geometría analítica, pasando por conocimientos específicos asociados al ingeniero químico como lo son las operaciones unitarias, termodinámica, mecánica de fluidos, control automático de procesos, simulación de procesos, balances de materia y energía, y terminando con la formación de habilidades blandas que permiten transmitir estos conocimientos a los colegas involucrados en la labor diaria del ingeniero.

Con la oportunidad brindada por Nucleoeléctrica Argentina de trabajar como pasante durante la finalización de mis estudios logré complementar todos los conocimientos obtenidos en el ámbito académico con conocimientos prácticos y teóricos asociados a la producción de energía nuclear, el funcionamiento de sistemas de planta, la utilización y el mantenimiento de simuladores para el entendimiento y aprendizaje de maniobras típicas y atípicas de centrales nucleares así como profundizar en el desarrollo de habilidades tales como el trabajo en equipo para el logro de objetivos, el uso de herramientas informáticas para el estudio de plantas industriales y el uso de los criterios obtenidos a lo largo de todos estos años para la toma de decisiones conservadoras al momento de actuar como profesional.

Considero relevante destacar la importancia que tuvo para mi desarrollo profesional la accesibilidad a una institución del nivel de la regional Delta, así como las posibilidades que brinda Nucleoeléctrica Argentina a los futuros profesionales de desarrollarse en una industria enfocada a la producción de energía limpia y segura el desarrollo para el país bajo la tutoría de profesionales del más alto nivel que con dedicación trabajan para asegurar la correcta capacitación del personal, fomentando el desarrollo profesional y personal, teniendo como pilar la formación de criterios que aseguren el correcto actuar de los involucrados en la producción de energía nuclear a la vez que se prepara al personal para prevenir situaciones anormales.