

Acuña, Gregorio; Giménez, Marcelo Oscar; Sánchez, Marisa Analía; Di Nardo, Mario

MODELADO JERÁRQUICO FUNCIONAL DE REACTORES NUCLEARES: COMBINANDO GTST-DMLD CON DINÁMICA DE SISTEMAS

V CONGRESO ARGENTINO DE INGENIERÍA. XI
CONGRESO ARGENTINO DE ENSEÑANZA DE LA
INGENIERÍA (modalidad virtual)

5, 6 y 7 de Octubre de 2021

*Acuña, G., Giménez, M.O., Sánchez, M.A., Di Nardo, M. (2021).
Modelado jerárquico funcional de reactores nucleares: combinando
GTST-DMLD con dinámica de sistemas. V Congreso Argentino de
Ingeniería. XI Congreso Argentino de Enseñanza de la Ingeniería. En
RIDCA. Disponible en:*

<https://repositoriodigital.uns.edu.ar/xmlui/handle/123456789/5787>



Esta obra está bajo una Licencia Creative Commons
Reconocimiento-NoComercial-Sin Derivados 4.0 Internacional (CC BY-NC-ND 4.0)

<https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>

“MODELADO JERÁRQUICO FUNCIONAL DE REACTORES NUCLEARES: COMBINANDO GTST-DMLD CON DINÁMICA DE SISTEMAS”

- Acuña, G. ^a; Giménez, G. ^{a,b}, Sánchez, M. ^c, Di Nardo, M. ^d
- Comisión Nacional de Energía Nuclear, Argentina.
 - Instituto Balseiro, Universidad Nacional de Cuyo, Argentina.
 - Universidad Nacional del Sur, Argentina.
 - Università di Napoli Federico II, Italia.

gregorioacuna@cab.cnea.gov.ar

Resumen

En este trabajo se propone el uso de herramientas de modelado de sistemas tecnológicos complejos basados en objetivos y su modelado funcional y dinámico orientado a dar soporte analítico a la toma de decisiones en la materia de seguridad nuclear operacional. Para ello se presenta los resultados de adoptar la técnica de modelado Goal Tree Success Tree – Dynamic Master Logic Diagram (GTST-DMLD) y utilizarlo como input para el modelado dinámico con System Dynamics (SD). El trabajo se desarrolla a partir de un caso de estudio de un reactor nuclear Pressurized Water Reactor (PWR). Se emplean trabajos científicos y técnicos para evaluar los componentes principales del sistema primario del reactor, se modela su arquitectura jerárquica-funcional mediante GTST-DMLD y se analiza su contribución al cumplimiento de la función de seguridad de refrigeración. Finalmente se presentan los resultados de implementar esta representación lógica como inputs a un modelo de simulación basado en SD. En dicha simulación se considera la afectación a la seguridad y la disponibilidad que realizan las fallas espontáneas y acciones de mantenimiento correctivo de los componentes. Asimismo, se postulan dos escenarios de falla para estudiar qué impacto tienen sobre la función de refrigeración. Estos resultados permiten una valoración preliminar sobre la metodología propuesta para ser empleada en evaluaciones de seguridad y de disponibilidad de reactores nucleares.

Abstract

This paper proposes the use of tools for modeling complex technological systems based on objectives and their functional and dynamic modeling aimed at providing analytical support to decision-making in operational nuclear safety. For this, the results of adopting the Goal Tree Success Tree - Dynamic Master Logic Diagram (GTST-DMLD) modeling technique and using it as input for dynamic modeling with System Dynamics (SD) are presented. The work is developed from a case study of a Pressurized Water Reactor (PWR) nuclear reactor. Scientific and technical work is used to evaluate the main components of the reactor's primary system. Its hierarchical-functional architecture is modeled using GTST-DMLD, and its contribution to the fulfillment of the refrigeration safety function is analyzed. Finally, the results of implementing this logical representation as inputs to a simulation model based on SD are presented. In this simulation, the impact on safety and availability caused by spontaneous failures and corrective maintenance actions of the components is considered. Likewise, two failure scenarios are postulated to study what impact they have on the cooling function. These results allow a preliminary assessment of the proposed methodology used in safety and availability evaluations of nuclear reactors.

Palabras clave: gestión de la seguridad, reactor nuclear, simulación, modelado.

INTRODUCCIÓN

Este trabajo se enmarca en la novel disciplina de gestión de la seguridad (*safety management*) de organizaciones operadoras de reactores nucleares. Se entiende por gestión de la seguridad al conjunto de teorías, modelos y prácticas formuladas y aplicadas para el logro de los objetivos de seguridad de organizaciones industriales.

En el caso de la industria nuclear, los objetivos de seguridad de cualquier organización operadora de un reactor nuclear se rigen por el principio fundamental de seguridad de proteger a los trabajadores, las personas y el ambiente de los potenciales efectos dañinos de la radiación ionizante [1]. Esta premisa que rige todo el ciclo de vida de la instalación, se pone en práctica orientando el diseño tecnológico-organizacional y la operación de las estructuras, sistemas y componentes de la planta (ESC) hacia la prevención de accidentes e incidentes (radiológicos y nucleares).

En este marco se estudia de manera preliminar, la gestión de la seguridad operacional de un reactor nuclear de potencia tipo PWR, abordando el estudio desde el punto de vista del éxito en el cumplimiento de la función de seguridad refrigeración del reactor y de la disponibilidad de la planta para generar energía eléctrica de manera segura [2].

Desde el punto de vista práctico, la seguridad operacional, se traduce en un conjunto de acciones operativas tecnológicas y humanas que tienen como misión el cumplimiento de funciones de seguridad. Estas funciones se encuentran dirigidas al control y dominio de los procesos físicos y de gestión de la planta, con la misión de no solo prevenir accidentes e incidentes, sino también de conservar la integridad funcional de sus componentes y su vez, cumplir el marco regulatorio aplicable.

Los requisitos de seguridad de la International Atomic Energy Agency (IAEA) [4] establecen que una de las formas de gestionar la seguridad operacional es operar el reactor en cumplimiento de límites y condiciones de operación (LCO). Los LCO son: un "conjunto de (...) límites en los parámetros, capacidad funcional y niveles de rendimiento del equipo y del personal (...) para la operación segura de un reactor nuclear [4].

Cuando durante la operación del reactor algún parámetro tiene una progresión tendiente a superar dichos valores límites para corregir se requiere la intervención de automatismos o del personal de planta (dependiendo del tiempo disponible). En la Figura 1 se presentan las tres posibles progresiones del parámetro. En los tres casos se recupera el dominio sobre el parámetro (en las curvas A y B se recupera por acción humana o por sistemas relacionados con la seguridad y, en la curva C por acción de los sistema de seguridad propiamente dichos).

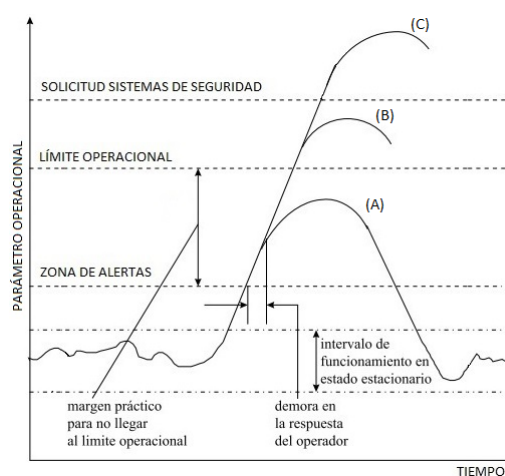


Figura 1 LCO y parámetros operacionales de un reactor nuclear. Fuente: Adaptado de [4]

Evaluaciones de seguridad.

Considerando lo planteado, el desarrollo de herramientas analíticas que permitan describir la dinámica de la operación segura de un reactor es relevante para asistir la toma de decisiones, asignación de recursos y control de la gestión de la seguridad y la disponibilidad de la planta.

En ese sentido, las herramientas más utilizadas por la industria nuclear para realizar evaluaciones de seguridad del diseño y su licenciamiento son los análisis probabilísticos de seguridad (APS). Cuando se abordan y se requiere analizar aspectos operativos de las plantas y su seguridad operacional esta industria emplea los denominados APS dinámicos [6].

Por otro lado, también se han desarrollado herramientas y metodologías que proponen un enfoque complementario orientando el análisis a modelar y estudiar el éxito en el cumplimiento de las capacidades funcionales de los componentes

de la planta, en lugar de postular su falla. En este sentido la principal técnica que se ha desarrollado es la denominada *goal tree, success tree- dynamic master logic diagram (GTST-DMLD)* [7]–[9].

Metodología GTST-DMLD

Esta metodología [7]–[9] basada en álgebra de Boole combina árboles de objetivos y árboles de éxito (ver Figura 2).

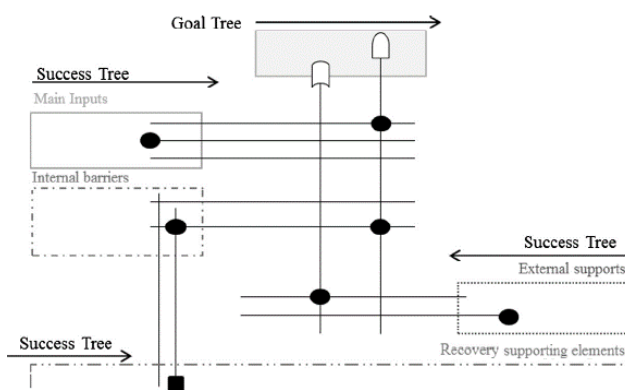


Figura 2 Representación lógica de un GTST-DMLD [8].

En la Figura 2 se puede observar la conjunción de la representación jerárquico-funcional de componentes de un sistema tecnológico complejo (que se representa en un diagrama lógico maestro de los componentes) con el modelado de: árboles de objetivos (que representan las funciones o misiones esperadas de los componentes y planta) y, de árboles de éxito (que representan las dependencias funcionales para lograr dicho éxito).

System Dynamics (SD).

La metodología basada en SD permite analizar y modelar el comportamiento dinámico (en el tiempo) de sistemas complejos. La técnica consiste en definir un diagrama causal del comportamiento del sistema y luego mediante la identificación y definición de las variables (stock, flujo y auxiliares) elaborar un diagrama de Forrester, que puede ser representado por un sistema de ecuaciones diferenciales”.

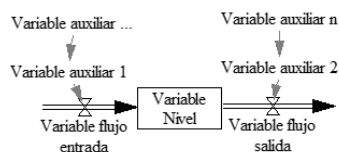


Figura 3 Diagrama de Forrester simplificado.

DESARROLLO

Sistema primario de un reactor PWR.

En esta sección se presentan los resultados de aplicar *GTST-DMLD* a un modelo simplificado del sistema primario de un reactor tipo PWR. Para identificar los componentes principales de dicho sistema primario se recurrió a bibliografía académica [11] y manuales de diseñadores como Westinghouse Electric [12]. En la Figura 4 se representan los componentes identificados.

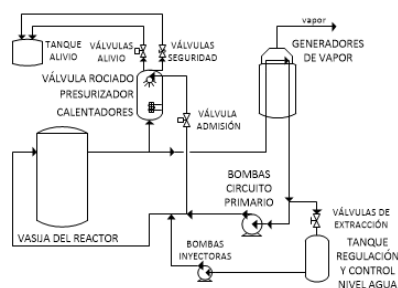


Figura 4 Sistema primario de un reactor tipo PWR. Fuente: elaboración propia en base a [10]–[12].

A continuación, en la *Tabla 1* se describe la función de cada sistema o componentes (activos) identificados.

Tabla 1 Descripción de las funciones de los sistemas y componentes activos del circuito primario. Fuente: Elaboración propia.

Sistemas y componentes	Función
Presurizador	Mantener y limitar los cambios de presión del circuito.
Válvulas de alivio del presurizador	Limitar presión del circuito en operación normal y eventos anormales.
Válvulas de habilitación rociado en el presurizador.	Regular la presión por rociado en el presurizador.
Generadores de Vapor y bomba alimentación lado secundario	Transformar agua en vapor de agua.
Bombas circuito primario	Impulsar el refrigerante del circuito primario a fin de proveer la adecuada extracción del calor generado en el núcleo y transportarlo hacia los GV
Bombas inyectoras del sistema de control de nivel de agua	Impulsar inventario de refrigerante para mantener el inventario de agua en el circuito primario.
Válvulas de extracción del sistema de control de nivel de agua	Extraer inventario de refrigerante del circuito.

Desarrollo del GTST

A partir de la identificación de las funciones individuales de los sistemas y componentes, estos serán agrupados según su contribución al cumplimiento de la función de seguridad refrigeración del reactor.

Para ello se considera que la función de refrigeración de núcleo se cumple mediante el éxito en las siguientes subfunciones: transportar el calor al circuito secundario, confinar el circuito, controlar su presión y regular su nivel del agua. En la Tabla 2 se detalla cómo cada subfunción se cumple con distintos sistemas y componentes, algunos de los cuales operan en serie o son redundantes.

Tabla 2 Subfunciones, sistemas y componentes.

Subfunción	Circuitos	Sistemas y componentes
Transporte de calor a circuito secundario (TCS)	Circuito 1 (C11)	Generador Vapor 1
		Bomba circuito primario 1
	Circuito 2 (C12)	Generador Vapor 2
		Bomba circuito primario 2
Confinamiento (CON)	-	Válvula alivio
Control de presión (CPR)	-	Válvula Rociado
	-	Calefactores
Regular nivel agua (RNI)	Loop principal (LPR)	Bomba inyección
		Cuadro válvulas extracción
	-	Bomba inyección

	Loop secundario (LSE)	Cuadro válvulas extracción
--	-----------------------	----------------------------

Considerando la descripción de las Tabla 1 y Tabla 2 se modela mediante ADG: el *goal tree*, constituido en su cabecera por el éxito de la función refrigeración y las respectivas subfunciones, el *success tree* constituido por: la agrupación jerárquica-funcional de componentes (inputs principales), la provisión de energía eléctrica (*input* externo) y, por las acciones humanas de mantenimiento correctivo que operan en el modelo como elementos recuperadores de los componentes ante su falla espontánea. Se asume que todas las fallas son independientes y que la única falla de causa común es la falla del suministro eléctrico externo.

En la Figura 5 se presenta el modelo detallado para el cual se estudió el éxito de la función refrigeración de núcleo, a través del éxito cuatro subfunciones: el transporte de calor a circuito secundario (TCS - con dos circuitos con una contribución del 50% a la función cada uno), la regulación del nivel de agua (RNI -con dos líneas: principal y respaldo), el control de presión (CPR -con componentes con dos misiones complementarias (regulación y limitación de la presión del sistema primario) y el confinamiento del sistema primario (CON). Asimismo se incluye el estudio de la continuidad en el suministro eléctrico externo.

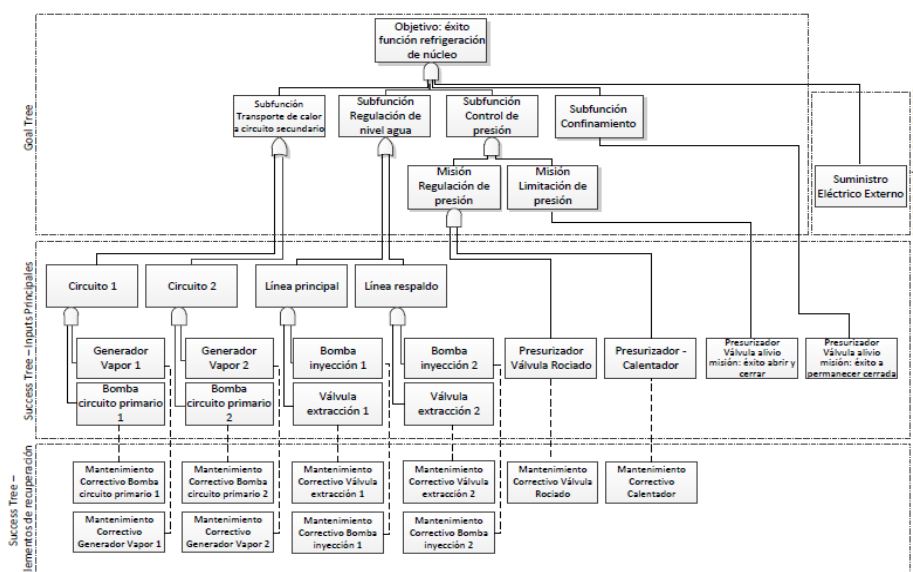


Figura 5 Modelado GTST-DMLD del circuito primario de un reactor tipo PWR.

Utilizando GTST-DMLD como input a SD.

El modelo GTST-DMLD considera la contribución de la acción humana de mantenimiento correctivo sobre los componentes y sistemas reparables en operación que afectan y recuperan las subfunciones especificadas.

Considerando que la acción de mantenimiento se requiere a demanda de una falla espontánea del componente o sistema, como primer paso para utilizar GTST-DMLD como input a SD se elaboró el diagrama causal que explica la afectación de las distintas variables a considerar en la dinámica del sistema (ver Figura 6).

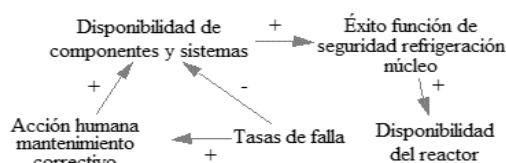


Figura 6 Diagrama causal del caso de estudio.

A los fines de este trabajo se entenderá por disponibilidad de un sistema o componente a su aptitud para realizar su función prevista en las condiciones de operación del reactor. En la Figura 6, se puede observar cómo, según el alcance de este trabajo, la disponibilidad de los componentes y sistemas del circuito primario del reactor es la variable condicionante del logro del éxito de la función de seguridad refrigeración y por ende de su disponibilidad para operar seguro. Asimismo esta disponibilidad de componentes y sistemas es condicionada por sus tasas de fallas y la capacidad de corrección de su falla espontánea mediante mantenimiento correctivo.

A partir del diagrama causal presentado en la Figura 6, se relevó en la bibliografía los valores de las variables de talla de fallas [13], (a partir de ello se asumen fallas no catastróficas, es decir que no requieran para su intervención la parada de planta), probabilidad de error humano durante la ejecución del mantenimiento correctivo (incluyendo supervisión y ejecución de tareas con procedimientos escritos) [14] y del tiempo medio a la reparación de (mean time to repair, MTTR) [15] de esa acción para cada componente o sistema (ver Tabla 3).

Tabla 3 Tasa de fallas, probabilidad de error humano y MTTR de cada componente o sistema considerado. Fuente: Elaboración propia según fuentes citadas.

Componente	Código componente	Tasa de fallas [1/h] Fuente: [13]	Probabilidad error humano. Fuente [14]	MTTR [h] Fuente: [15]	
Generador Vapor 1 – Bomba alimentación lado secundario	GV1	1,00E-05	3,00E-03	28	
Bomba circuito primario 1	BP1	1,60E-05		55	
Generador Vapor 2	GV2	1,00E-08		28	
Bomba circuito primario 2	BP2	1,60E-05		55	
Válvula Rociado	VRO	1,17E-07		24	
Calefactores	CAL	1,70E-07		28	
Bomba inyección	BI1	2,00E-05		24	
Cuadro Válvulas extracción	VE1	1,17E-07		8	
Bomba inyección	BI2	2,00E-05		24	
Cuadro Válvulas extracción	VE2	1,17E-07		8	
Válvulas de alivio	VAL F1 VAL F2	2,57E-07		-	
Suministro eléctrico externo	-	4,20E-06			

A partir de contar con el diagrama causal de la Figura 6 y los datos de la Tabla 3, se procedió a modelar la dinámica del sistema mediante el diagrama de Forrester correspondiente. Para este modelado se utilizó el software VENSIM® PLE 8.2.0. Antecedentes de este tipo de modelado se puede hallar en [16]

Dado que todos los componentes son considerados reparables, salvo las válvulas de alivio (VAL F1 y VAL F2) y el suministro eléctrico externo, a continuación se detalla el diagrama de Forrester tipo utilizado para cada componente (ver Figura 7).

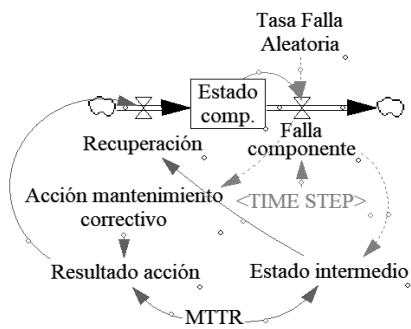


Figura 7 Diagrama de Forrester para componentes.

El diagrama se centra en establecer el estado del componente ("Estado comp.") -disponible o dañado- considerando las variables flujo "Recuperación" y "Falla Componente" siendo todas ellas variables binarias. El modelo inicia con todos los componentes en estado disponible y mediante las variables auxiliares sortea su falla y su reparación. Estos son afectados sorteando el éxito en cada caso.

Entonces la ecuación del estado de los componentes es:

$$\text{Estado comp.} = \int_0^t (\text{Recuperación} - \text{Falla componente}) dt \quad (1)$$

El detalle de las funciones que cada variable adopta en el modelado SD utilizando VENSIM® PLE 8.2.0 es el que se muestra en la Tabla 4, a continuación. En dicha tabla también se detalla la

clasificación por tipo de variable descripta en el diagrama de Forrester de la Figura 7.

Tabla 4 Funciones para cada variable.

#	Variable	Función y unidades (units)
1	Stock	Estado comp.= INTEG (Recuperación-Falla componente, 1) Units: dmnl [0,1]
2	Auxiliar	Estado intermedio= DELAY FIXED(Falla componente, MTTR,0) Units: 1/Hour
3	Flujo	Falla componente= IF THEN ELSE("Estado comp."=1 :AND:Tasa Falla Aleatoria<17,1,0)/TIME STEP Units: 1/Hour
4	Auxiliar	MTTR= "el correspondiente a cada componente" Units: Hour
5	Flujo	Recuperación= IF THEN ELSE(Resultado acción=1:AND:Estado intermedio=1, 1, 0) Units: 1/Hour [0,1]
6	Auxiliar	Resultado acción= DELAY FIXED(Acción mantenimiento correctivo, MTTR,0) Units: dmnl [0,1]
7	Auxiliar	Tasa Falla Aleatoria= RANDOM UNIFORM(1, valor máximo, 1234) Units: 1/Hour

Una vez definidas las funciones para cada variable, se procedió a conjugar la arquitectura del GTST-DMLD de la Figura 5 con la representación del diagrama de Forrester de todo el sistema, incluyendo la lógica para evaluar la función de refrigeración de núcleo y las subfunciones asociadas (todas estas variables también fueron consideradas variables binarias y evaluadas con álgebra de Boole) – ver Figura 8.

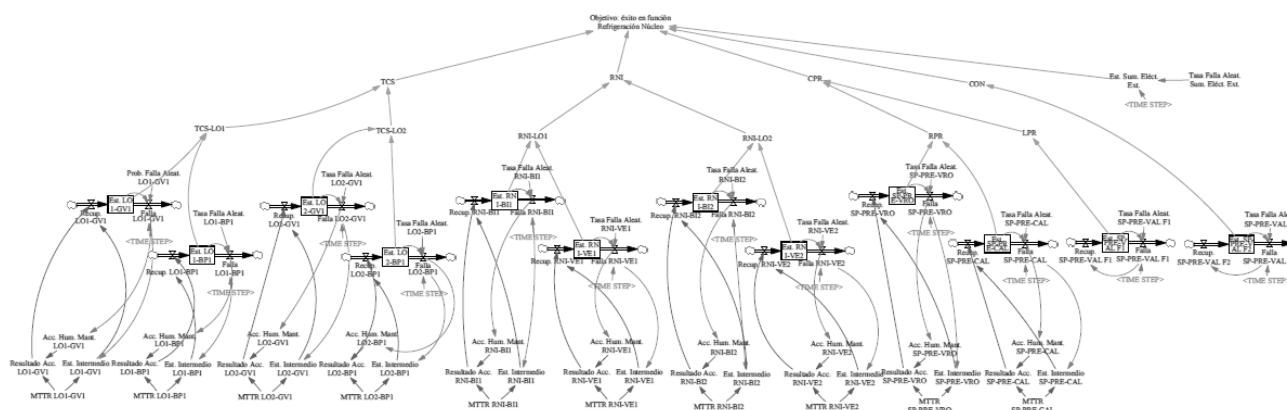


Figura 8 Resultados de conjugar la arquitectura GTST-DMLD con diagrama de Forrester (SD).

Resultados de simulación.

Como primer escenario se simulan 8760 horas correspondientes a un año de operación del reactor con los valores de las variables según se detalló en la Tabla 3 Se obtiene que para ese período de tiempo no ocurren fallas espontáneas,

resultados esperables dado que los valores de tasa de falla son muy bajos.

Luego se simuló otro escenario donde se forzó la falla aleatoria de los componentes que contribuyen a la función transporte de calor a circuito secundario (bombas del primario y generadores de vapor). En las Figura 9, 10 y 11

se observa la causalidad que el éxito en el cumplimiento de las subfunciones se debe en las fallas o éxito de la disponibilidad de los componentes. Asimismo que los MTTR consignados determinan la recuperación de la disponibilidad del componente. En dichas figuras también se puede ver que las fallas en los componentes causan la indisponibilidad de las subfunciones y por consiguiente de la función refrigeración de núcleo. Dado el modelado GTST-DMLD, cuando ocurre la coincidencia temporal de las fallas de componentes (generador de vapor o bomba de circuito primario) del circuito 1 y 2,

esto compromete la subfunción transporte de calor a circuito secundario, indisponibilizando al reactor.

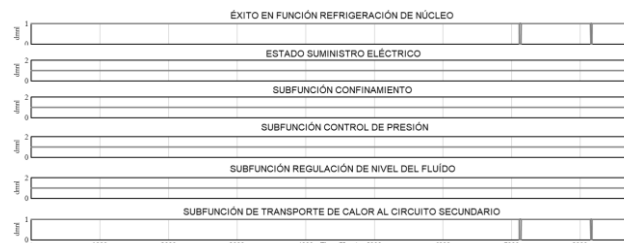


Figura 9 Simulación con fallas en componentes de subfunción TCS.

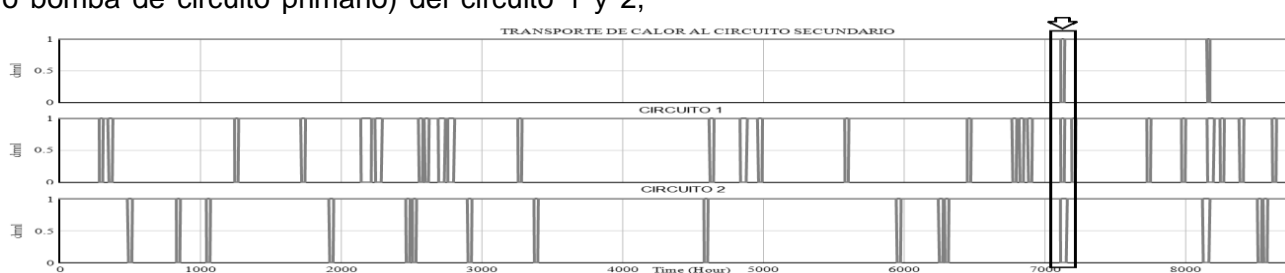


Figura 10 Simulación con fallas en componentes de subfunción TCS.

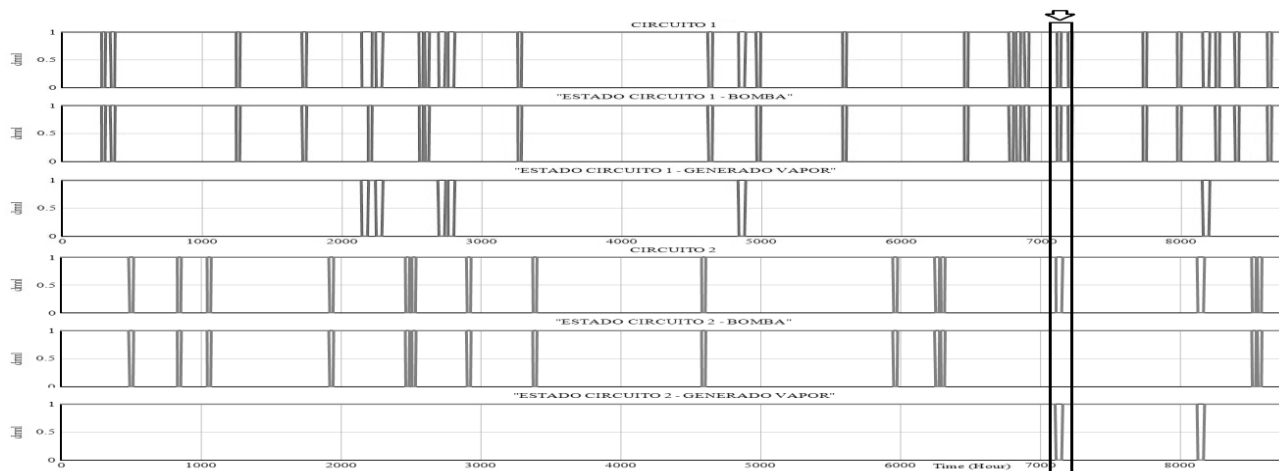


Figura 11 Resultado de fallas y recuperaciones en componentes de los circuitos 1 y 2, simultaneidad causal de fallas en subfunción TCS y función refrigeración de núcleo.

CONCLUSIONES

Se presentaron los resultados de la integración de las metodologías GTST-DMLD con SD para simular la disponibilidad de la función refrigeración de núcleo contemplando el circuito primario de un reactor nuclear tipo PWR.

La metodología SD permite modelar la dinámica de comportamiento de falla y reparación de los componentes y la lógica de las funciones objetivo. Los resultados hallados son aplicables para realizar simulaciones de planta más

complejas que incluyan aspectos de mantenimiento preventivo, envejecimiento de componentes y acciones de operación del reactor.

Asimismo los resultados hallados en los escenarios de simulación son coherentes para la introducción a este modelado de aspectos organizacionales que intervienen en la gestión de la seguridad nuclear operacional y tienen impacto en las acciones humanas (error humano) y las tasas de falla de los componentes. El desarrollo

de un modelo que integre las interacciones de las dimensiones hombre, tecnología (abordadas en este trabajo) con las dinámicas de las dimensiones organizacionales y del entorno realizarían una contribución a la disciplina de la gestión de la seguridad nuclear operacional que permitiría brindar información para asistir la toma de decisiones de la alta dirección y además propiciarían el diseño optimizado de estrategias de mantenimiento y operación segura de reactores

AGRADECIMIENTOS

Los autores del presente trabajo agradecen al Dr. Tom Fiddaman y a los Mg. Mariela Grinberg y Eugenio Oropallo por sus valiosos aportes al planteo del modelo.

REFERENCIAS

- [1] Acuña, G., Giménez, M. O., Caputo, M., & Sánchez, M. (2021). A framework to understand and model the dynamics of safety management in the operation of a nuclear reactor. *The 15th International Congress of the International Radiation Protection Association*.
- [2] Aldemir, T. (2013). A survey of dynamic methodologies for probabilistic safety assessment of nuclear power plants. *Annals of Nuclear Energy*, 52, 113–124.
- [3] Bentaïb, A., Bonneville, H., & Cénérino, G. (2021). Chapter 2 Design and Operation of a Pressurised Water Reactor. In *Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents: Current State of Knowledge*. Les Ulis: EDP Sciences.
- [4] Cadwallader, L. C. (2012). *Review of Maintenance and Repair Times for Components in Technological Facilities*. November.
- [5] Dahlheimer, J. A., Elhauge, E. E., Greenberg, L., Jacobs, J. H., Kabbert, W. J., Keel, H. R., Masche, G. C., Moran, C. N., Petrie R. Seid, D. H., & Weiss, T. G. (1984). *The Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant*. 245.
- [6] Eide, S. A., Wierman, T. E., Gentillon, C. D., Rasmuson, D. M., & Atwood, C. L. (2007). Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants. In *Nureg/Cr-6928; Inl/Ext-06-11119*.
- [7] Fernández-Cosials, K. (2017). *Seguridad Nuclear en el PWR, Seminario de Reactores Avanzados*. Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Madrid.
- [8] Ferrario, E., Pedroni, N., & Zio, E. (2015). Analysis of the Robustness and Recovery of Critical Infrastructures by Goal Tree–Success Tree: Dynamic Master Logic Diagram, Within a Multistate System-of-Systems Framework, in the Presence of Epistemic Uncertainty. *Risk Uncertainty*, 1(3), 411–433.
- [9] Ferrario, E., & Zio, E. (2014). Goal Tree Success Tree – Dynamic Master Logic Diagram and Monte Carlo simulation for the safety and resilience assessment of a multistate system of systems. *Engineering Structures*, 59, 411–433.
- [10] Ferrario, Elisa. (2015). *System-of-systems modeling and simulation for the risk analysis of industrial installations and critical infrastructures*, PhD Thesis in Engineering Sciences [physics]. Ecole Centrale Paris, France.
- [11] IAEA. (2006). Fundamental Safety Principles. *Safety Fundamentals*, 2(No.SF-1), 37, Vienna, Austria.
- [12] IAEA. (2009). *Guía de Seguridad NS-G-2.2 Límites y condiciones operacionales y procedimientos de operación en las centrales nucleares*. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- [13] Nardo, M. Di, Madonna, M., Murino, T., & Castagna, F. (2020). *Modelling a Safety Management System Using System Dynamics at the Bhopal Incident*.
- [14] IAEA, (2007). *Glosario de seguridad tecnológica del IAEA*. 1–230, Vienna, Austria
- [15] Swain, A., & Guttmann, H. (1983). *NUREG/CR-1278 Handbook of Human Reliability Analysis with emphasis on nuclear power plant applications*. Sandia National Laboratories.