



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA

ENERGÍA – PROCESOS Y USO EFICIENTE DE ENERGÍA

Facultad de Ingeniería

“Análisis Neutrónico del Reactor Experimental ALLEGRO de Fisión Nuclear de Cuarta Generación”

TESIS

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:

MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:

Carlos Alonso Ortiz Rentería

Directora de Tesis:

Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez.

Facultad de Ingeniería

Ciudad Universitaria, México, D.F. Octubre 2016



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dr. Gilberto Espinosa Paredes

Secretario: Dr. Juan Luis François Lacouture

Vocal: Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez

1^{er}. Suplente: M.C. Edgar Salazar Salazar

2^{do}. Suplente: Dr. Roberto Carlos López Solís

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: MÉXICO D.F.

TUTOR DE TESIS:

Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez

FIRMA

AGRADECIMIENTOS

Agradezco a todos los profesores que me han apoyado siempre en mi formación tanto académica como persona. En especial le agradezco a la Dra. Cecilia Martín del Campo y al Dr. Juan Luis François por la paciencia y el apoyo que siempre me han brindado.

Agradezco también a mi familia por el apoyo incondicional que siempre me han brindado durante toda mi vida en cada una de las etapas de ésta. El apoyo que sigo recibiendo de ellos ha logrado que siga avanzando en la vida.

También quiero agradecer al programa de becas CONACYT por el apoyo monetario que me brindó durante la realización de mi maestría.

Índice General

RESUMEN.....	8
INTRODUCCIÓN.....	9
1. ANTECEDENTES.....	11
1.1 Reactores de Gas.....	11
1.2 Reactor Rápido Enfriado por Gas.....	12
2. DISEÑO DEL REACTOR ALLEGRO.....	14
2.1 Diseño.....	15
2.2 Núcleo.....	15
2.3 Ensamble Combustible.....	16
2.4 Pin Combustible.....	17
3. CÓDIGOS NUCLEARES.....	18
3.1 Tripoli-4.....	18
3.2 Serpent.....	19
3.3 Método Monte Carlo.....	20
4. RESULTADOS.....	20
4.1 Cálculo de K_{eff}	20
4.2 Quemado del Núcleo.....	23
4.2.1 Simulaciones a 300 K para 10 MWt y 75 MWt.....	24
4.2.2 Simulaciones a 1200 K para 10 MWt y 75 MWt.....	38
4.2.3 Simulaciones con 169 pines de combustible.....	51
4.3 Simulación del Núcleo de ALLEGRO.....	54
4.3.1 Resultados quemado núcleo ALLEGRO.....	55
4.3.2 Resultados quemado núcleo ALLEGRO modificado.....	56
4.3.3 Resultados quemado núcleo ALLEGRO con 169 pines de combustible.....	58
4.3.4 Resultados quemado núcleo ALLEGRO modificado con 169 pines de combustible.....	59
4.3.5 Resultados quemado núcleo ALLEGRO segunda modificación con 169 pines de combustible.....	61
5. DISCUSIÓN DE RESULTADOS.....	62
5.1 Modelo Homogéneo y Heterogéneo.....	64
5.2 Variación de k_{eff} con la Temperatura de 300 K a 1200 K.....	64
5.3 Variación de k_{eff} respecto a la Potencia.....	65
5.4 Variación de k_{eff} respecto a Cría vs Quemado.....	65
CONCLUSIONES.....	65
BIBLIOGRAFÍA.....	67
LISTA DE ACRÓNIMOS.....	68

Índice de Tablas

Tabla 1. Características Principales del Reactor.....	11
Tabla 2: k_{eff} para núcleo completo del ALLEGRO.....	16
Tabla 3: Nomenclatura colores de Tabla 1.....	16
Tabla 4: Concentración (U,Pu)C.....	19
Tabla 5: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 10 MWt caso 1.....	19
Tabla 6: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 75 MWt caso 1.....	19
Tabla 7: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 10 MWt caso 2.....	20
Tabla 8: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 75 MWt caso 2.....	20

Tabla 9: Concentración óxido uranio-plutonio.....	23
Tabla 10: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 10 MWt caso 1.....	23
Tabla 11: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 75 MWt caso 1.....	23
Tabla 12: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 10 MWt caso 2.....	24
Tabla 13: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 75 MWt caso 2.....	24
Tabla 14: Concentración UO ₂ al 20% de enriquecimiento.....	27
Tabla 15: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 300 K y 10 MWt caso 1.....	27
Tabla 16: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 300 K y 75 MWt caso 1.....	27
Tabla 17: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 300 K y 10 MWt caso 2.....	28
Tabla 18: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 300 K y 75 MWt caso 2.....	28
Tabla 19: Concentración UO ₂ al 30% de enriquecimiento.....	30
Tabla 20: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 300 K y 10 MWt caso 1.....	31
Tabla 21: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 300 K y 75 MWt caso 1.....	31
Tabla 22: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 300 K y 10 MWt caso 2.....	32
Tabla 23: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 300 K y 75 MWt caso 2.....	32
Tabla 24: Keff para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 10 MWt caso 1.....	34
Tabla 25: Keff para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 75 MWt caso 1.....	34
Tabla 26: Keff para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 10 MWt caso 2.....	36
Tabla 27: Keff para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 75 MWt caso 2.....	36
Tabla 28: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 10 MWt caso 1.....	38
Tabla 29: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 75 MWt caso 1.....	38
Tabla 30: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 10 MWt caso 2.....	39
Tabla 31: Keff para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 75 MWt caso 2.....	39
Tabla 32: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 1200 K y 10 MWt caso 1.....	41
Tabla 33: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 1200 K y 75 MWt caso 1.....	42
Tabla 34: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 1200 K y 10 MWt caso 2.....	43
Tabla 35: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 20% a 1200 K y 75 MWt caso 2.....	43
Tabla 36: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 1200 K y 10 MWt caso 1.....	44
Tabla 37: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 1200 K y 75 MWt caso 1.....	45
Tabla 38: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 1200 K y 10 MWt caso 2.....	46
Tabla 39: Keff para un año de quemado del UO ₂ al 30% a 1200 K y 75 MWt caso 2.....	46
Tabla 40: Comparativa Celda Ensamble a 10 MWt, 300 K para 90 y 169 pines.....	49
Tabla 41: Comparativa Celda Ensamble a 10 MWt, 1200 K para 90 y 169 pines.....	50
Tabla 42: Keff del Núcleo ALLEGRO con UO ₂ al 20%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.....	51
Tabla 43: Keff del Núcleo ALLEGRO con UO ₂ al 30%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.....	51
Tabla 44: Keff del Núcleo ALLEGRO modificado con UO ₂ al 20%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.....	54
Tabla 45: Keff del Núcleo ALLEGRO modificado con UO ₂ al 30%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.....	54
Tabla 46: Comparativa quemado núcleo ALLEGRO 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.....	55
Tabla 47: Comparativa quemado núcleo ALLEGRO modificado 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.....	56
Tabla 48: Quemado núcleo ALLEGRO segunda modificación 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.....	58
Tabla 49: Resumen de resultados de la keff para la celda ensamblada.....	58
Tabla 50: Resumen de keff para el núcleo completo, a 1200 K y 10 MWt.....	59
Tabla 51: Resumen de resultados de la keff para la celda ensamblada para 90 y 169 pines.....	59
Tabla 52: Resumen quemado núcleo para 169 pines.....	60

Índice de Figuras

Figura 1: Tiempos de Operación de reactores enfriados por gas.....	8
Figura 2: Ensamble combustible GFR.....	10
Figura 3: Placa cerámica de combustible para GFR.....	10
Figura 4: Pellet para GFR.....	10
Figura 5: Composición del pin para GFR.....	10
Figura 6: Geometría del núcleo del reactor ALLEGRO.....	12
Figura 7: Ensamble Combustible del ALLEGRO.....	13
Figura 8: Composición Parte Activa del Pin.....	14
Figura 9: Pin de Combustible corte axial.....	14
Figura 10: Geometría del núcleo con anillo extra de combustible en Tripoli-4.....	22
Figura 11: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C a 300 K caso 1.....	25
Figura 12: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu,)C a 300 K caso 2.....	26
Figura 13: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos (U,Pu)C a 300 K.....	27
Figura 14: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 300 K caso 1.....	29
Figura 15: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 300 K caso 2.....	30
Figura 16: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos Óxido (U,Pu) a 300 K.....	39
Figura 17: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 20% a 300 K caso 1.....	42
Figura 18: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 20% a 300 K caso 2.....	43
Figura 19: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos UO ₂ 20% a 300 K.....	46
Figura 20: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 30% a 300 K caso 1.....	47
Figura 21: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 30% a 300 K caso 2.....	49
Figura 22: Gráfica comparativa de quemado entre 10 y 75 para ambos casos UO ₂ 30% a 300 K.....	50
Figura 23: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C a 1200 K y 300 K caso 1.....	53
Figura 24: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C a 1200 K caso 2.....	54
Figura 25: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos (U,Pu)C a 1200 K.....	55
Figura 26: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 1200 K caso 1.....	58
Figura 27: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 1200 K caso 2.....	59
Figura 28: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos Óxido (U,Pu) a 1200 K.....	61
Figura 29: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 20% a 1200 K caso 1.....	62
Figura 30: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 20% A 1200 k caso 2.....	63
Figura 31: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos UO ₂ 20% a 1200 K.....	64
Figura 32: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 30% a 1200 K caso 1.....	65
Figura 33: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO ₂ 30% a 1200 K caso 2.....	66
Figura 34: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos UO ₂ 30% a 1200 K.....	67
Figura 35: Pin de combustible con nuevas dimensiones.....	68
Figura 36: Celda ensamble de 169 pines de combustible.....	68
Figura 37: Comparativa UO ₂ al 20% a 10 MWt y 300 K, para 90 y 169 pines.....	69
Figura 38: Comparativa UO ₂ al 20% a 10 MWt y 1200 K, para 90 y 169 pines.....	70
Figura 39: Comparación de quemado del núcleo con UO ₂ al 20% y 30% a 1200 K.....	72

Figura 40: Geometría del Núcleo del ALLEGRO modificado.....	73
Figura 41: Comparación de quemado del núcleo modificado con UO ₂ al 20% y 30% a 1200 K.....	74
Figura 42: Gráfica comparativa quemado núcleo ALLEGRO 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.....	75
Figura 43: Gráfica comparativa quemado núcleo ALLEGRO modificado 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.....	76
Figura 44: Segunda modificación al Núcleo del ALLEGRO.....	77

RESUMEN

Se realizó un análisis neutrónico de diferentes configuraciones para el diseño del reactor experimental ALLEGRO en el que se realizarán pruebas del comportamiento termofluido de reactores rápidos enfriados por gas de cuarta generación.

El análisis incluyó cálculos de celda de ensambles combustibles y de configuraciones de núcleo completo. El parámetro más analizado fue el factor de multiplicación para diferentes temperaturas de combustible, diferentes materiales combustibles (óxido o cerámico, uranio o uranio y plutonio), diferentes enriquecimientos, diferentes potencias y diferentes configuraciones geométricas dentro del núcleo en los volúmenes de combustible, reflector y blindaje.

El combustible propuesto para el ALLEGRO es UO_2 , sin embargo, se realizaron simulaciones de la celda ensamble también con otros combustible para tener una base comparativa de desempeño del UO_2 vs los otros combustibles. Esto se realizó para 90 y 169 pines de combustible dentro de la misma sección transversal hexagonal. Las simulaciones del núcleo se realizaron exclusivamente con UO_2 como combustible, debido a la razón descrita anteriormente, para la potencia de 10 MWt y una temperatura de 1200 K. Las simulaciones se llevaron a cabo con 90 pines de combustible en un inicio, además de una modificación para aumentar el volumen de la zona de combustible en el núcleo del ALLEGRO. También se realizaron para 169 pines de combustible, además de una simulación adicional con una modificación extra en la configuración del núcleo.

Con los 169 pines, para el caso de la celda ensamble de altura infinita y radio infinito, se obtuvieron mejores resultados, obteniendo un aumento en reactividad significativo con el UO_2 al 20% de enriquecimiento. Sin embargo, al haber realizado la simulación del núcleo completo la k_{eff} aún seguía siendo subcrítica, incluso con el núcleo modificado en el que se incrementó un anillo de combustible y se redujo uno de reflector, no se logró alcanzar la criticidad.

Se modificó una segunda vez el núcleo del reactor para ver si con esto se lograba obtener la k_{eff} supercrítica. Con esto hubo un aumento en la reactividad, sin embargo no se alcanzó una k_{eff} supercrítica, sólo valores cercanos a la criticidad sin llegar a ser ésta crítica.

Como conclusión, se puede decir que el diseño actual del ALLEGRO no podría ser supercrítico durante 365 días de operación si se utiliza UO_2 como combustible, tal vez con un enriquecimiento superior a 30% se podría lograr. La opción más viable es incrementar la densidad de material combustible en el núcleo aumentando ésta en el ensamble combustible o aumentando el número de ensambles en el núcleo o bien ambas.

También al haber utilizado otras composiciones de combustibles como el (U,Pu)C y el óxido U-Pu, se pudo ver que con la configuración y las dimensiones presentes no se puede mantener la k_{eff} mayor a uno. El estudio cumplió con el objetivo de analizar el

comportamiento neutrónico del núcleo del reactor ALLEGRO con las diferentes composiciones de combustibles, y ver si la propuesta del UO_2 como combustible es una buena alternativa. Lo cual deja ver que se necesitaría un gran enriquecimiento del uranio para que operara durante 365 días a una potencia de 10 MWt o bien, un aumento en la densidad de material combustible como se hizo en este caso con más pines de combustible y más ensambles de combustible en el núcleo. Sin embargo, por tratarse de un reactor con fines de investigación, puede ser suficiente que opere cierta cantidad de horas para realizar las pruebas experimentales de termofluidos.

INTRODUCCIÓN

En la actualidad los avances en la tecnología de reactores nucleares no se han detenido, y sigue habiendo esfuerzos de varios países e instituciones para lograr sistemas nucleares sustentables. Uno de ellos es el GIF¹ (Generation Four International Forum), un organismo en el cual varios países desarrollan investigación para el desarrollo de los siguientes sistemas nucleares del futuro.

Dentro de los nuevos reactores seleccionados por el GIF se encuentra el GFR (Gas Fast Reactor), la mayoría de la investigación de este reactor está basada en los estudios realizados por Francia en la década de los 90's², el diseño actual es un reactor de 2400 MWt. El plan para desarrollar el GFR-2400 es empezar con un reactor experimental de pruebas que está siendo propuesto por el GIF, conocido como ALLEGRO, el cual está siendo desarrollado en conjunto por Hungría, República Checa, Polonia y la República de Eslovaquia³.

El reactor ALLEGRO estaba propuesto para tener una potencia de 75 MWt para realizar las pruebas neutrónicas y termohidráulicas necesarias para el desarrollo del GFR-2400. También se planeaba que el combustible a utilizar en estas pruebas fuera óxido mixto de uranio y plutonio (MOX). Sin embargo, se ha decidido que se empezará con una potencia de 10 MWt para encontrar la configuración óptima del núcleo, también se utilizará dióxido de uranio como combustible; esto debido a la posible falta de disponibilidad del MOX⁴.

En el presente trabajo, se analizará la configuración propuesta para el núcleo del ALLEGRO de 75 MWt⁵ y 10 MWt⁶. Se analizará el comportamiento del Factor de multiplicación de neutrones efectivo (K_{eff}), para diversos enriquecimientos de dióxido de uranio y; también se verá el ciclo de quemado para varias configuraciones de núcleo.

En el Capítulo 1 se habla sobre la historia de los reactores de gas, los diferentes diseños que

1 The Generation IV International Forum, www.gen-4.org

2 GEN-IV International Forum, “*Annual Report 2014*”, pag. 79.

3 GEN-IV International Forum, “*Technology Roadmap Update for Generation Four Nuclear Energy Systems*”, 2014, pag 22.

4 GEN-IV International Forum, “*Annual Report 2014*”, pag. 79.

5 ALLEGRO Project, Branislav Hatala, “*SES 2012*”, 27 September 2012, Bratislava, pag. 6

6 Stainsby Richard, “*The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)*”, GIF Symposium, 19 de Marzo 2015, Chiba, Japón, pag 32.

han existido y los países que han desarrollado investigación acerca de estos reactores. Todo esto para tener una comprensión sobre las bases en que se desarrolla el reactor ALLEGRO.

El Capítulo 2 trata sobre el diseño propuesto del reactor ALLEGRO, la geometría del núcleo y las características de éste. Así como una descripción detallada de los ensamblajes de combustible y sus pines, los cuales servirán para desarrollar la geometría del núcleo en los códigos nucleares utilizados en este trabajo.

En el Capítulo 3 tenemos una breve descripción de los diversos códigos nucleares existentes, además de la descripción de los códigos que se utilizaron en este trabajo (Serpent 2.1.0 y Tripoli-4) junto con la descripción del método de Monte Carlo.

En el Capítulo 4 se detallan los resultados obtenidos de las simulaciones con Serpent y Tripoli-4, además se describen las condiciones de simulación para los distintos combustibles utilizados junto con la metodología que se llevó a cabo para estas simulaciones.

Por último, en el Capítulo 5 se presenta una discusión sobre los resultados obtenidos de los casos del capítulo anterior y se dan las conclusiones.

1. ANTECEDENTES

1.1 Reactores de Gas

El concepto de reactores de gas no es una idea actual. Desde 1942 se han hecho diseños y propuestas para estos reactores, la primer propuesta de los reactores de gas fue hecha por Farrington Daniels⁷ un profesor que trabajaba en Oak Ridge National Laboratory. Ver Figura 1.

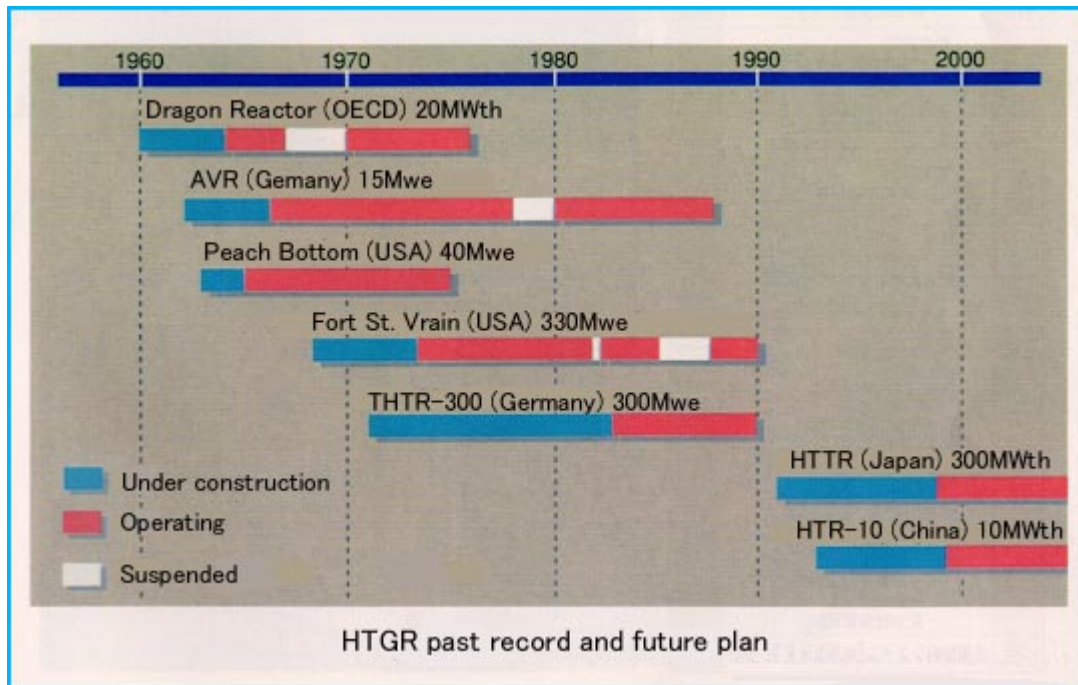


Figura 1: Tiempos de Operación de reactores enfriados por gas (Fuente: <http://www.jaea.go.jp/jaeri/english/ff/ff43/randd01.html>)

El diseño de Daniels contemplaba el uso de helio como refrigerante, el grafito como moderador, y una mezcla de carburo de uranio y carburo de torio como combustible y material fértil respectivamente. Todo esto en un Ciclo Brayton⁸. Países como Estados Unidos, Inglaterra, Japón y Alemania; se basaron en el diseño de Daniels para desarrollar sus propios reactores. El Dragon en Inglaterra, el HTTR en Japón, el AVR en Alemania, Peach Bottom y Fort St. Vrain en Estados Unidos. En la Figura 1 se muestra una gráfica con el tiempo de operación de estas plantas.

La mayoría de estas plantas eran prototipos y aunque se consideraron para uso comercial muchos proyectos no avanzaron. Sólo algunos reactores asiáticos siguieron construyéndose después de que la mayoría de las plantas terminaran su vida útil en los años 90.

⁷ BK McDowell, MR Mitchel, JR Nickolaus, GL Swearingen y R Pugh, "High Temperature Gas Reactors: Assessment of Applicable Codes and Standards", Pacific Northwest National Laboratory, 2011, pag 2.

⁸ Massaud T. Simnad, "The Early History of High Temperature Helium Gas Cooled Nuclear Power Reactors", University of California, San Diego, 1991, pag 1.

A pesar de esto Inglaterra siguió desarrollando reactores para su uso comercial, Francia también empezó a desarrollar sus propios reactores de gas. En el caso de Inglaterra se tiene la primera generación de reactores comerciales conocidos como Magnox y en Francia el UNGG (*Uranium Naturel Graphite Gaz*).

Ambos reactores son moderados por grafito y el refrigerante que utilizan es CO₂; además de utilizar uranio natural como combustible⁹. Algunos de estos reactores fueron exportados a diferentes países.

Estos reactores fueron sustituidos por una segunda generación de reactores. El Magnox fue sustituido por el AGR (Advanced Gas Cooled Reactor). El AGR está basado en el diseño del Magnox, siendo las diferencias principales el uso de uranio enriquecido lo que le permite tener quemados de combustible más altos. Hoy en día siguen algunas plantas en operación¹⁰. El UNGG fue sustituido por un reactor de tecnología diferente a la de gas, el PWR, un reactor de agua ligera.

1.2 Reactor Rápido Enfriado por Gas

Los reactores rápidos de gas (GFR, por sus siglas en inglés) pertenecen a los reactores de cuarta generación, estos reactores que seguirán a los de tercera generación tienen que cumplir ciertos requisitos para ser considerados de cuarta generación. Estos puntos que deben cumplir son: Sostenibilidad, viabilidad económica, fiabilidad y seguridad (pasiva/activa), y resistencia a la proliferación y protección física¹¹. El organismo que gestiona el desarrollo y diseño de éstos es el Foro Internacional de Cuarta Generación (GIF, por sus siglas en inglés).

Los primeros diseños del GFR se dieron entre los años 1960 y 1980. El objetivo era tener mejor eficiencia térmica y servir como reactores de cría¹². Los reactores de cría generan más combustible(material físil), que el que consumen. Hoy en día el diseño de referencia del GFR propuesto por el GIF¹³ contempla lo siguiente:

- Núcleo del reactor sin una capa o malla de cría. Debido a que el material físil generado en una malla de cría es prácticamente puro, el cual podría utilizarse para la proliferación de armas.
- Criar suficiente material físil para abastecer de nuevo al reactor, reciclando los metales pesados.
- Una potencia de 2400 MWt (1200 MWe).
- Helio como refrigerante.

9 https://en.wikipedia.org/wiki/Gas-cooled_reactor

10 https://en.wikipedia.org/wiki/Advanced_gas-cooled_reactor

11 https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals

12 W.F.G van Rooijen, “*Gas Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook*”, Georgia Institute of Technology, 2009, pag 1.

13 Idem, pag 7.

- Seguridad pasiva.

En un principio se definió un ciclo de operación directo con una turbina de gas, sin embargo, se optó por un ciclo indirecto además de su uso para cogeneración o más recientemente para un ciclo combinado con turbina de gas¹⁴.

Aún no se ha decidido cómo será la forma del combustible final, lo que sí se usará será carburo de uranio plutonio como combustible (UPuC). Las formas propuestas del combustible que se tienen propuestas actualmente, son las siguientes:

- Placa Cerámica

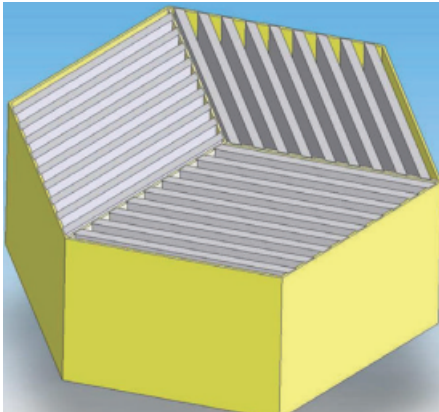


Figura 2: Ensamble combustible GFR (Fuente: Stainsby Richard, “The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)”, GIF Symposium, Japón)

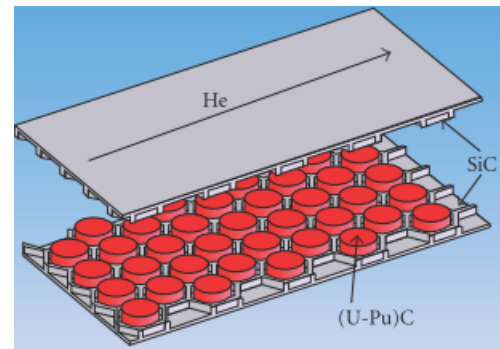


Figura 3: Placa cerámica de combustible para GFR (Fuente: Stainsby Richard, “The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)”, GIF Symposium, Japón)

- Pellets



Figura 4: Pellet para GFR (Fuente: Stainsby Richard, “The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)”, GIF Symposium, Japón)

14 Ladislav Belovsky, “He Cooled Fast Reactor Demonstrator”, Nordic Gen 4 Seminar, Finlandia, 2014, pag 19.

- Pin de Combustible

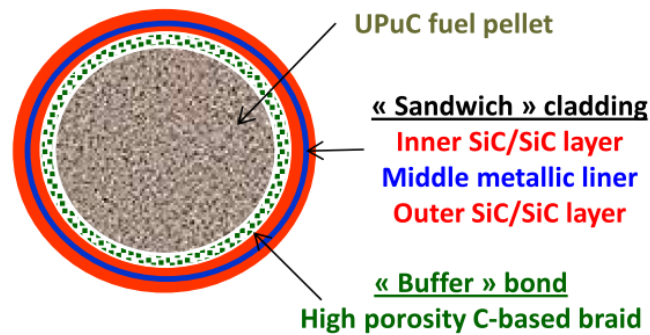


Figura 5: Composición del pin para GFR
(Fuente: Stainsby Richard, “The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)”, GIF Symposium, Japón)

Aunque aún no ha habido un diseño definitivo del combustible del GFR, y se han realizado varias propuestas, la tendencia es utilizar el combustible en forma de pin dentro de un ensamble hexagonal. En la Figura 5, se muestra el pin propuesto con el “sandwich cladding” que le da mayor soporte estructural al pin. Se han realizado estudios sobre la neutrones del núcleo del GFR2400, utilizando distintos códigos para ver el comportamiento de quemado de combustible, los efectos en la reactividad debido a diferentes factores como despresurización ,etc¹⁵.

Para ver los aspectos termohidráulicos, neutrones, etc. Se planea construir un reactor de prueba, este reactor de prueba conocido como ALLEGRO tiene como propósito el análisis neutronico y termohidráulico del GFR2400 a escala, se contempla la misma temperatura de operación (850°C) a una potencia de 75 MWt.

En la siguiente sección se describirá a detalle el ALLEGRO, que es el reactor que se analizará, en cuanto a neutrones, en este estudio.

2. DISEÑO DEL REACTOR ALLEGRO

El reactor ALLEGRO es la propuesta de reactor de demostración a escala para demostrar que el GFR2400 es una tecnología viable. ALLEGRO servirá para hacer pruebas neutronics, termohidráulicas y de seguridad.

El ALLEGRO no es una idea nueva, el primer reactor prototipo antes del ALLEGRO era el ETDR (Experimental Technology Demonstration Reactor, por sus siglas en inglés). Este reactor fue rediseñado por el GoFastR Project, y el reactor fue renombrado ALLEGRO. Uno de los cambios que recibió el ALLEGRO fue un aumento en la potencia, que pasó de 50 MWt a 75 MWt¹⁶. Además de eso, otra adición es que el ALLEGRO servirá también para las

15 Zoltan Perko, Sandro Pelloni, Konstantin Mikityuk, Jiri Krepel, Mate Szieberth y otros, “Core Neutronics Characterization of the GFR2400 Gas Cooled Fast Reactor”, Progress In Nuclear Energy 83 (2015) 460 - 481.

16 GEN IV International Forum, “GIF Annual Report 2014”, 2014, pag 79.

pruebas de acoplamiento del intercambiador de calor, utilizando la alta temperatura del refrigerante para su uso en aplicaciones industriales.

2.1 Diseño

El primer diseño del ALLEGRO fue propuesto en 2012, donde se contempla el uso de MOX como combustible y una potencia de 75 MWt. Después de las pruebas iniciales con MOX se pasaría a usar combustible cerámico, como el carburo de uranio-plutonio. El diseño fue elaborado por los institutos de los siguientes países participantes del proyecto: ÚJV Rez en la República Checa, MTA EK en Budapest, VÚJE en la República de Eslovaquia y NCBJ en Polonia).

2.2 Núcleo

El núcleo del ALLEGRO está compuesto por 87 ensamblajes de combustible, 6 barras de control y apagado, 4 barras de apagado; además de un capa de reflector y otro más externa de blindaje.

Este diseño es el que se utilizó en los análisis que se realizaron en el presente trabajo. Sin embargo, el diseño final del núcleo aún no está decidido; han seguido habiendo cambios. Uno de ellos es que la potencia inicial de 75 MWt pasará a 10 MWt¹⁷ junto con el uso de dióxido de uranio¹⁸ en vez de MOX debido a la disponibilidad de éste. En el presente estudio se utilizó dióxido de uranio como combustible. En la siguiente figura se muestra el diseño del núcleo.

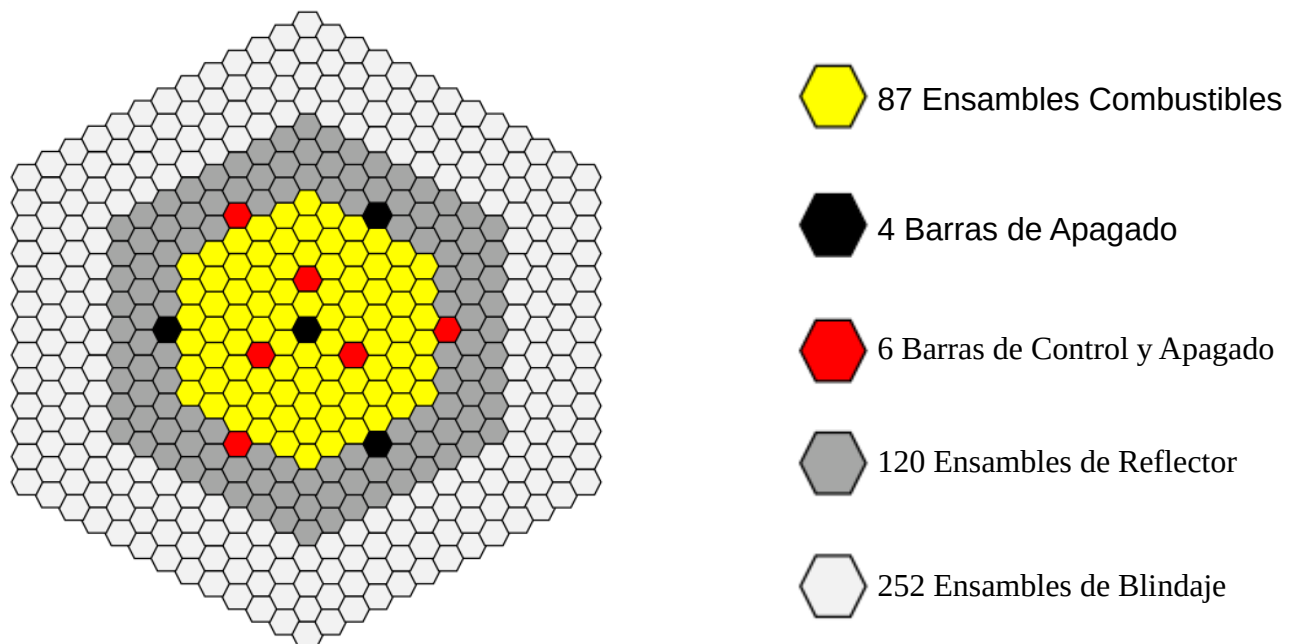


Figura 6: Geometría del núcleo del reactor ALLEGRO (Fuente: SES 2012, “ALLEGRO Project”, Branislav Hatala, 2012, pag 6.)

¹⁷ idem

¹⁸ GIF Symposium ICONE 23, “The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)”, 2015, pag 32.

Las características principales del reactor se describen en la Tabla 1.

	MOX	Combustible Cerámico
Potencia del núcleo	75 MWt	
Presión del refrigerante	7 MPa	
Tasa de Flujo Primario	53 kg/s	36 kg/s
Temperatura de Entrada Núcleo	260°C	400°C
Temperatura de Salida Núcleo	530°C	880°C
Potencia Intercambiador de Calor	2 x 40MWt	

Tabla 1. Características Principales del Reactor

En la Tabla 1 se menciona una potencia de 75 MWt, sin embargo, como se menciona en la introducción; se utilizará también una potencia de 10 MWt para realizar las simulaciones.

2.3 Ensamble Combustible

Los ensambles hexagonales del reactor tienen una altura de 246 cm, la pared del canal hexagonal está hecha de carburo de silicio (SiC) para soportar las altas temperaturas de operación. El ensamble consta de 90 pines con un pitch de 1.1 cm. Un gap entre ensambles de 3 mm y un radio exterior de 4 mm. El espacio entre los pines es ocupado por el refrigerante helio.

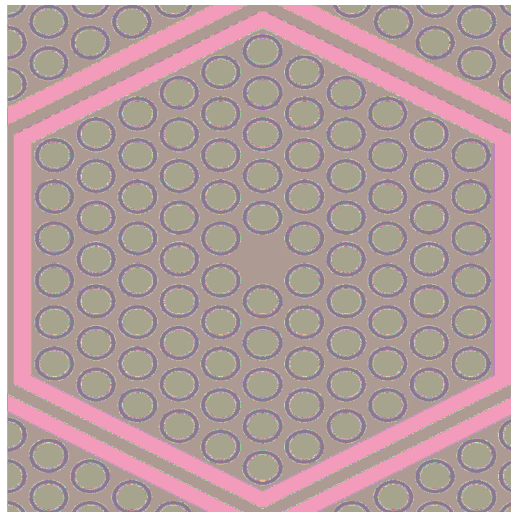


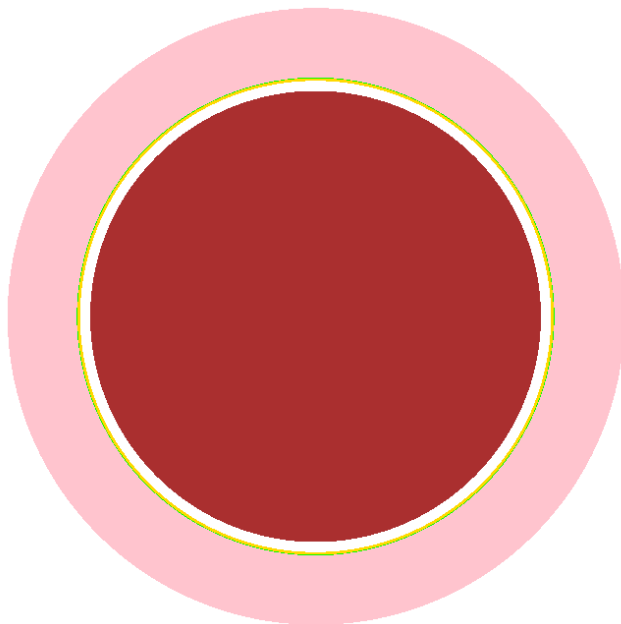
Figura 7: Ensamble Combustible del ALLEGRO

Las dimensiones de las paredes del canal hexagonal del ensamble fueron propuestas de manera que el arreglo de pines se viera proporcional, es decir, los diámetros internos y externos se propusieron en los modelos simulados, de tal manera que los pines no toquen las paredes del canal hexagonal. También se tomó esta decisión debido a que no existen

dimensiones oficiales para el ensamble, sólo la altura que corresponde a la del pin de combustible.

2.4 Pin Combustible

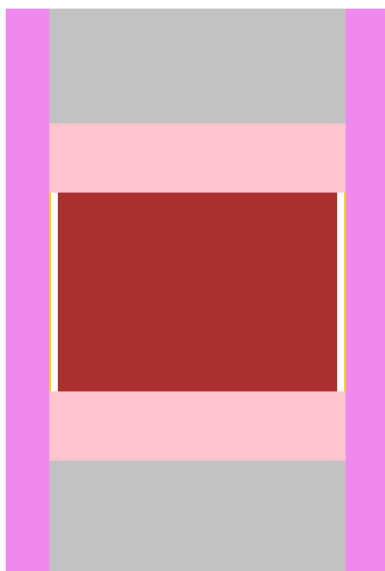
El pin de combustible consiste de su parte activa, una gap de helio (He), una mezcla de tungsteno y renio (W-Re), una capa de renio (Re) y por último una cubierta de carburo de silicio (SiC). En la Figura 8 se ve la descripción del pin.



	Material	Radio [mm]
	UO ₂	3.35
	He	3.5
	W-Re	3.54
	Re	3.55
	SiC	4.58

Figura 8: Composición Parte Activa del Pin

La altura de la parte activa es de 86 cm, mientras que en la parte superior e inferior tiene carburo de zirconio como reflector y carburo de silicio como blindaje. En la Figura 9 se ilustra esto.



Color	Material	Altura [cm]
	Cladding (SiC)	246
	Blindaje (B ₄ C)	50
	Reflector(ZrC)	30
	Combustible (UO ₂)	86
	Gap (Helio)	86
	Cladding(W-Re)	86
	Cladding(Re)	86

Figura 9: Pin de Combustible corte axial

El reflector y blindaje radiales, tienen exactamente la misma composición que el reflector y blindaje axiales dentro del pin. Los ensambles de éstos se tomaron como prismas hexagonales con las mismas dimensiones que los ensambles combustibles; altura y diámetros interior y exterior.

3. CÓDIGOS NUCLEARES

Los códigos nucleares se han desarrollado desde hace varias décadas para simular la física del reactor hasta problemas relacionados con la seguridad del mismo. Uno de los primeros organismos que ha apoyado el desarrollo de los diversos códigos que existen es la Comisión Nuclear Reguladora de Estados Unidos (NRC, por sus siglas en inglés).

El rango de códigos nucleares es muy diverso y depende de lo que se necesite analizar. Algunos ejemplos de códigos nucleares para las distintas ramas son los siguientes¹⁹:

- Códigos Probabilísticos (Monte Carlo): MCNP, MCCARD, SCALE, Tripoli, Serpent.
- Códigos Determinísticos: CASMO, DRAGON, HELIOS.
- Cinética del Reactor: SIMULATE-3K, PARCS.
- Termo-hidráulicos: TRACE, RELAP5, SNAP.
- Accidentes Severos: MELCOR, MAAP.

En las siguientes secciones se presenta una breve descripción de los códigos utilizados en este trabajo.

3.1 Tripoli-4

Tripoli-4²⁰ es un código probabilístico desarrollado por el CEA (Comisión de Energías Alternativas y Energía Atómica), que resuelve la ecuación lineal de Boltzmann para neutrones y fotones, utilizando el método de Monte Carlo, para cualquier geometría 3D. Utiliza secciones eficaces en formato ENDF de varias evaluaciones internacionales como son las bibliotecas JEFF, ENDF/B, JENDL²¹, etc.

Tripoli-4 es utilizado como código de referencia para investigaciones de fisión/fusión, así como para desarrollo y enseñanza. Tiene también capacidades de análisis para protección y blindaje de radiación, criticidad, instrumentación, puede utilizar energía continua o multigrupos, entre otras. La versión que se utilizó en el presente trabajo es: TRIPOLI-4 v8.1.

La geometría en Tripoli-4 se define mediante figuras básicas prediseñadas dentro del código, las cuales se les asignan los valores de dimensión requeridos y las coordenadas en las

19 <http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/safetycodes.html>
https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_engineering_computer_codes

20 CEA, “Tripoli-4 Version 8 User Guide”, Saclay, 2013, pag 20.

21 <https://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/>

cuales se colocará la geometría requerida. También se pueden definir geometrías mediante las ecuaciones de las superficies requeridas. Sin embargo, se debe tener bastante cuidado al utilizar este enfoque, debido a que un punto no puede pertenecer a dos geometrías distintas (traslaparse), por lo que se deben utilizar adecuadamente los comandos de manipulación de superficies para evitar errores en la ejecución del código²².

Los demás parámetros necesarios para una simulación dependen de lo que se requiera simular. Para el caso de análisis de criticidad se debe definir una fuente de neutrones dentro de la geometría, ya sea una fuente puntual o que una superficie sea la fuente de neutrones²³. Además de definir el número de historias y neutrones que se utilizaran para la simulación.

3.2 Serpent

Serpent es un código tridimensional de energía continua, que utiliza también el método de Monte Carlo para simular el transporte de neutrones. Además, utiliza el método de matriz exponencial, para resolver las ecuaciones de Bateman y con esto llevar a cabo cálculos de quemado de combustible en un reactor. El código ha sido desarrollado por el Centro de Investigación Técnica de Finlandia desde el 2004.

Algunas de las aplicaciones de Serpent son las siguientes²⁴:

- Estudios del ciclo de combustible que involucren cálculos de quemado de ensambles.
- Validación de códigos de transporte determinísticos para celdas de combustible.
- Modelado completo de reactores de investigación y sistemas acoplados.
- Aplicaciones acopladas de multifísica.
- Generación de secciones eficaces.

Serpent al igual que Tripoli-4 tiene figuras prediseñadas que se pueden utilizar para desarrollar la geometría que se requiera²⁵. Sin embargo, una de las principales ventajas de la elaboración de la geometría en Serpent respecto a Tripoli-4, es que las modificaciones son más sencillas de realizar. Esto es debido a que la generación de lattices dentro de Serpent es más “gráfica” que en Tripoli-4, por lo que hacer un cambio de un elemento en cierto punto específico es muy sencillo.

En Tripoli-4 se tiene que seguir una serie de comandos y coordenadas para cambiar el elemento que se requiera dentro de una geometría ya realizada, por lo que se tiene que tener cuidado al momento de realizar dicho cambio. Una de las ventajas de Serpent respecto a Tripoli-4 es que ya tiene incluido el módulo de quemado, en Tripoli-4 es un módulo que se debe de instalar por separado.

22 CEA, “*Tripoli-4 Version 8 User Guide*”, Saclay, 2013, pag 42.

23 CEA, “*Tripoli-4 Version 8 User Guide*”, Saclay, 2013, pag 129.

24 <http://montecarlo.vtt.fi/>

25 Jaakko Leppänen, “*Serpent's User Manual*”, Finlandia, 2013, pag 19.

También se deben definir las historias y el número de neutrones que se utilizan en la simulación, para el caso del cálculo de criticidad. En el caso de quemado se deben especificar los pasos de éste. La versión que se utilizó en el presente trabajo es: Serpent 2.1.0.

3.3 Método Monte Carlo

En los modelos realizados se debe resolver la ecuación de transporte, que es la ecuación que gobierna el fenómeno de transporte de neutrones. Ésta última no se puede resolver analíticamente debido a la cantidad de variables que se tienen, por lo que se recurren a diversos métodos.

Uno de ellos es el método de Monte Carlo²⁶, el cual es utilizado en los códigos nucleares, tanto para el análisis de riesgo como para la ecuación de transporte. La premisa de esto es que los neutrones al atravesar un material interactúan con los átomos que constituyen este material. Los posibles resultados de esta interacción dependen de la sección eficaz del material y puede ser que el neutrón sea dispersado o absorbido.

Usando números aleatorios se genera la historia estadística de la vida de cada partícula, estos números deben ser totalmente independientes de los otros números generados en la secuencia. Esto se logra mediante algún algoritmo que los genere de manera estocástica para simular de forma correcta la interacción de las partículas con la materia. Estos números aleatorios determinan el tipo de interacción que se tiene, la energía que pierde la partícula, la dirección de ésta, etc.

Las distribuciones de probabilidad, que se utilizan para calcular los parámetros anteriores se muestrean en la computadora, para generar historias de neutrones que correspondan a cómo ocurriría físicamente en los materiales.

Al ser un método estadístico siempre existe un margen de error, por lo que se deben utilizar una gran cantidad de historias para hacer más exacto el proceso y esto requiere capacidades de cómputo muy grandes. El método ha sido descrito de forma matemática en otros trabajos realizados con anterioridad²⁷.

4. RESULTADOS

4.1 Cálculo de K_{eff}

Los cálculos que se llevaron a cabo para la obtención del factor de multiplicación efectiva (K_{eff}), fueron realizados utilizando el software Tripoli-4²⁸. Debido a la facilidad de construcción

26 Juan Luis François, “Análisis de Reactores Nucleares: El Método de Monte Carlo para la Solución de la Ecuación de Transporte”, Facultad de Ingeniería UNAM.

27 López Solís Roberto Carlos, “Diseño Neutrónico de un Reactor Nuclear Rápido de Onda Viajera”, Tesis de Maestría, Facultad de Ingeniería UNAM, 2010.

28 CEA, “Tripoli-4 Version 8 User Guide”, Saclay, 2013

del núcleo en Tripoli-4, se decidió, realizar el cálculo de la k_{eff} para el núcleo completo.

En la Tabla 2 se muestra un resumen de los resultados obtenidos para el núcleo completo, por razones de espacio se omitieron los materiales. Sin embargo, estos se pueden consultar en el capítulo 2 del presente trabajo. Se Presentan 13 casos diferentes, en la columna denominada axial se presenta la descripción axial del pin de combustible con la parte activa, el reflector y el blindaje (Act&R&B). La columna # Barras C, contiene el número de barras de control insertadas durante la simulación. En el caso de la columna de condición de frontera, se tiene fuga (axial y radial) para simular el núcleo completo. La columna Sigma es la desviación estándar en el valor de la k_{eff} . Se simularon un millón de historias con una fuente de 1000 neutrones y 1000 ciclos.

Caso	Combustible	Mezcla	Axial	Enriquecimiento	# Barras C	Condición de frontera	Keff	Sigma%
1	UO ₂	Heterogénea	Act&R&B	20.00%	10	Fuga	0.6161678	0.09687896
2	UO ₂	Homogénea	Act&R&B	20.00%	10	Fuga	0.6120019	0.09509445
3	UO ₂	Heterogénea	Act&R&B	20.00%	0	Fuga	0.858583	0.08888024
4	UO ₂	Homogénea	Act&R&B	20.00%	0	Fuga	0.8464593	0.08922568
5	UO ₂	Heterogénea	Act&R&B	30.00%	0	Fuga	1.042029	0.095338
6	UO ₂	Heterogénea	Act&R&B	40.00%	0	Fuga	1.18245	0.09869707
7	(U,Pu)C	Heterogénea	Act&R&B	-	0	Fuga	0.8650624	0.08268385
8	UO ₂	Homogénea	Act&R&B	30.00%	0	Fuga	1.031643	0.08886083
9	UO ₂	Homogénea	Act&R&B	40.00%	0	Fuga	1.173258	0.09787068
10	(U,Pu)C	Homogénea	Act&R&B	-	0	Fuga	0.8439547	0.08159362
11	UO ₂	Homogénea	Act&R&B	20.00%	0	Fuga	0.8810075	0.08769253
12	UO ₂	Homogénea	Act&R&B	20.00%	0	Fuga	0.9009439	0.04002834
13	UO ₂	Homogénea	Act&R	20.00%	0	Fuga	0.9010216	0.04120935

Tabla 2: k_{eff} para núcleo completo del ALLEGRO

	Un anillo más de combustible, un anillo menos de blindaje del núcleo
	Un anillo más de combustible, un anillo menos de blindaje del núcleo 70cm reflector/10 cm blindaje
	Un anillo más de combustible, un anillo menos de blindaje del núcleo 80cm reflector/sin blindaje

Tabla 3: Nomenclatura colores de Tabla 1

La temperatura a la cual se realizaron las simulaciones fue de 300 K, y la biblioteca de secciones eficaz que utiliza Tripoli es la JEFF 3.1.1.

De la Tabla 2, se puede observar que para un enriquecimiento atómico del 20% de UO₂ en U235, tanto para cuando están todas las barras de control como cuando no lo están; el reactor es subcrítico. Después de esto se decidió aumentar el enriquecimiento para ver hasta qué punto el reactor se vuelve supercrítico, se puede observar que para el 30% y 40% de enriquecimiento el reactor se vuelve supercrítico; también se comparó el uso de carburo de uranio-plutonio y se puede ver que con este combustible el reactor es subcrítico.

Estos resultados se obtuvieron tanto para un reactor con ensamble heterogéneo como para el homogéneo, y se puede ver que prácticamente dan el mismo resultado; esto es debido a que se tiene un espectro muy rápido.

Como se puede ver, el dióxido de uranio al 20% de enriquecimiento no funciona como un buen combustible para un reactor con este tamaño. Por lo que se trató de modificar un poco la configuración del núcleo, quitando un anillo de reflector y añadiendo un anillo más de combustible; Además en los últimos dos casos (12 y 13) se modificaron la altura del reflector y del blindaje del pin de combustible. Con estas modificaciones, la k_{eff} aumentó pero el reactor siguió siendo subcrítico.

También se realizó la simulación del caso 5 en Serpent, bajo las mismas condiciones, esto con el fin de ver qué tanta diferencia existe entre los dos códigos. La k_{eff} que se obtuvo fue de 1.03433 y la diferencia de reactividad neta entre ambos resultados fue de 714.32 pcm. Este resultado puede ser debido a alguna diferencia en el código interno de ambos programas, aunque ambos utilicen el método de Monte Carlo.

Estos resultados sirvieron como base para los cálculos de quemado que se realizaron con Serpent. Se pudo concluir que es necesario un enriquecimiento muy alto (HEU) para que se pueda tener una k_{eff} supercrítica. Sin embargo, se debe ver si el valor de la k_{eff} se mantiene cuando el reactor acumula un quemado equivalente a 365 días en operación a potencia nominal.

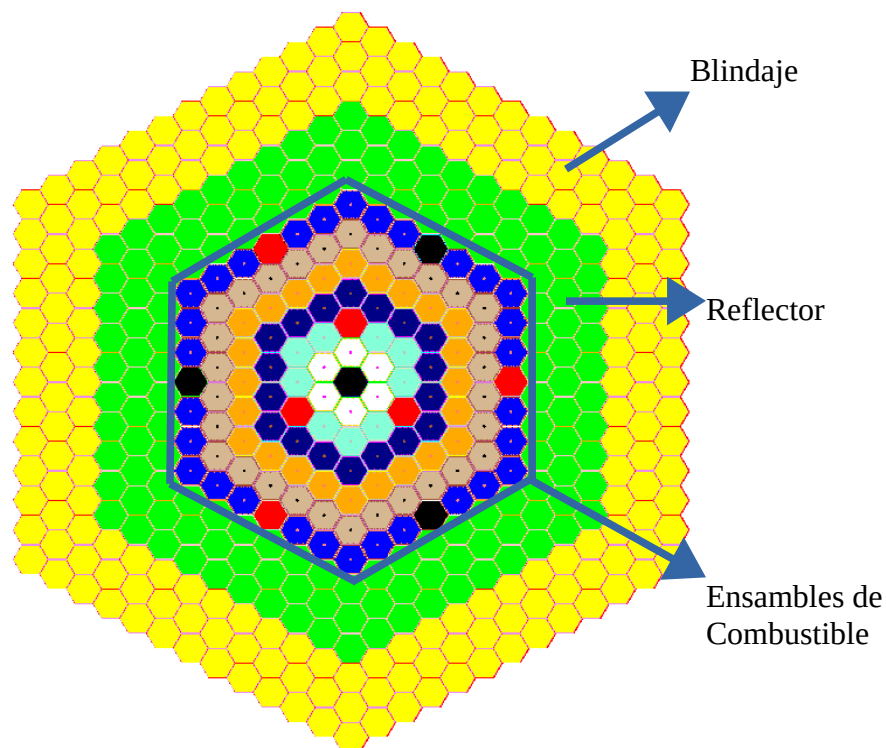


Figura 10: Geometría del núcleo con anillo extra de combustible en Tripoli-4.

4.2 Quemado del Núcleo

Para la simulación del quemado del núcleo del ALLEGRO se utilizó el código Serpent, debido a que éste ya trae incluido el módulo de quemado; mientras que Tripoli no lo tiene. Para este caso se decidió simular el ensamble combustible con diferentes composiciones de combustible para ver si se puede mejorar el valor de la k_{eff} . El método utilizado para resolver las ecuaciones de Bateman, es el que viene por defecto, llamado el método de la matriz exponencial, basado en el Método de Aproximación Racional de Chebyshev (CRAM, por sus siglas en inglés).

Las simulaciones se llevaron de la siguiente manera:

- Celda ensamble altura infinita radialmente infinito
- Celda ensamble fuga axial radialmente infinito.

Para el primer caso de simulación sólo se toma en cuenta la parte activa del combustible, quitando el reflector y el blindaje axial. El último caso toma en cuenta el reflector y blindaje axiales del pin de combustible.

El tiempo de quemado en la simulación fue de 365 días y se graficó la k_{eff} para cada una de las simulaciones. Los cálculos se realizaron para temperatura ambiente o reactor en frío (300 K) y a la temperatura de operación de 1200 K, para ambos casos de potencia 75 MWt y 10 MWt. Siendo esta última potencia la que se definió en la última convención del GIF con la que el ALLEGRO trabajará, sin embargo, se utilizó la potencia de 75 MWt para ver el efecto en el cambio de potencia.

Las gráficas de resultados comparativas entre 10 MWt y 75 MWt tienen dos valores de GWd/T, en el eje X. La primera fila corresponde a 10 MWt y la segunda línea corresponde a 75 MWt. En la siguiente sección se muestran los resultados de las simulaciones.

4.2.1 Simulaciones a 300 K para 10 MWt y 75 MWt

- **Composición (U,Pu)C**

La composición que se utilizó para esta primera simulación fue (U,Pu)C con la siguiente concentración de isótopos:

Isótopo	Concentración [átomos/b-cm]
U234	2.07E-06
U235	5.66692E-05
U238	0.007935346
Pu238	3.07E-05
Pu239	0.001745045
Pu240	0.000792664
Pu241	0.000333962
Pu242	0.00015117
C12	0.085311869

Tabla 4: Concentración (U,Pu)C

Esta concentración de (U,Pu)C se utilizó para todos los casos de simulación de la celda ensamble.

A continuación se muestran las gráficas de los resultados obtenidos para el caso del (U,Pu)C.

Altura infinita radialmente infinito

Carburo uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (75.3458 GWd/T)	182 días (150.692 GWd/T)	273 días (226.037 GWd/T)	365 días (302.211 GWd/T)
Keff 10	1.10804	0.943706	0.824024	0.736422	0.668296
Sigma 10 +	1.10858	0.944306	0.824644	0.737112	0.669016
Sigma 10 -	1.1075	0.943106	0.823404	0.735732	0.667576

Tabla 5: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 10 MWt caso 1.

Carburo uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (565.093 GWd/T)	182 días (1130.19 GWd/T)
Keff 75	1.1067	0.497792	0.0489475
Sigma 75 +	1.10725	0.498512	0.0503175
Sigma 75 -	1.10615	0.497072	0.0475775

Tabla 6: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 75 MWt caso 1.

Comparativa 10MWt y 75 MWt (U,Pu)C

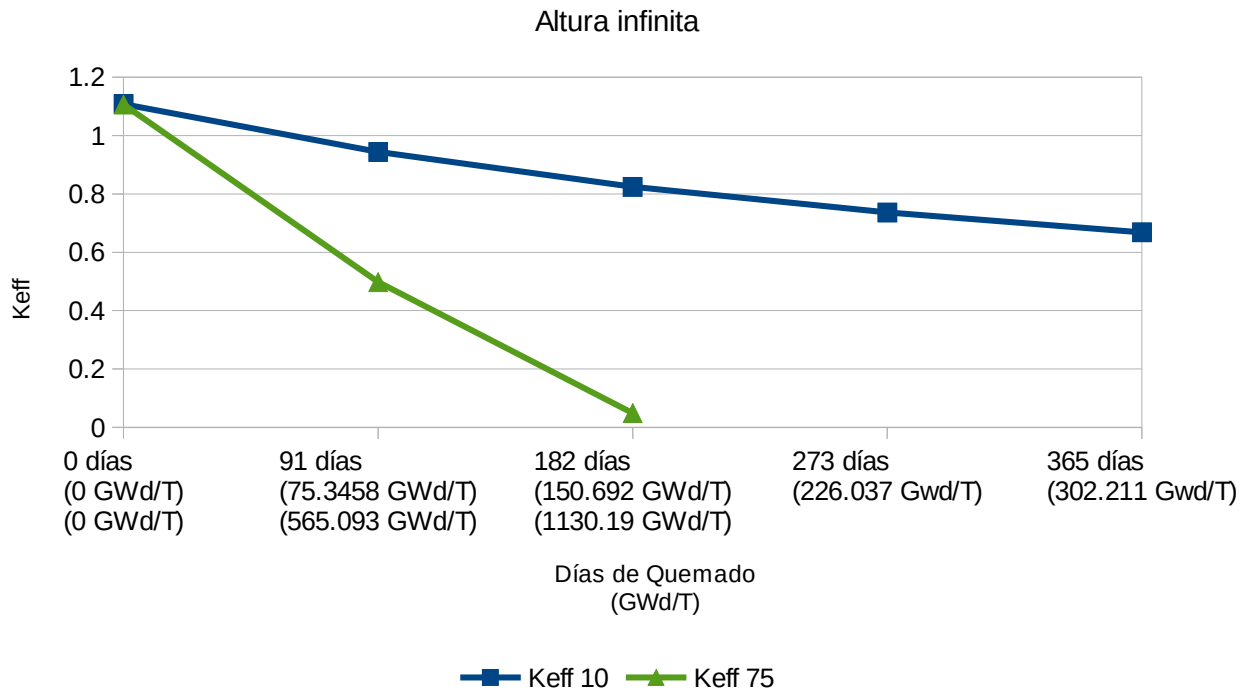


Figura 11: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C a 300 K caso 1.

El comportamiento de la k_{eff} , para el caso de la Figura 11, a lo largo del año de quemado podría decirse que es prácticamente lineal. También se puede apreciar que a mayor potencia la k_{eff} decae más rápidamente, inclusive llegando prácticamente a cero a los 182 días de quemado; lo que quiere decir que el material fisible se “quema” muy pronto.

Fuga axial radialmente infinito

Carburo uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (75.3458 GWd/T)	182 días (150.692 GWd/T)	273 días (226.037 GWd/T)	365 días (302.211 GWd/T)
Keff 10	0.846847	0.720923	0.628575	0.5574	0.503166
Sigma 10 +	0.847787	0.721903	0.629495	0.55832	0.504146
Sigma 10 -	0.845907	0.719943	0.627655	0.55648	0.502186

Tabla 7: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 10 MWt caso 2.

Carburo uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (565.093 GWd/T)	182 días (1130.19 GWd/T)
Keff 75	0.846144	0.370694	0.0353681
Sigma 75 +	0.847084	0.371744	0.0377681
Sigma 75 -	0.845204	0.369644	0.0329681

Tabla 8: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10MWt y 75MWt (U,Pu)C

Fuga axial, radialmente infinito

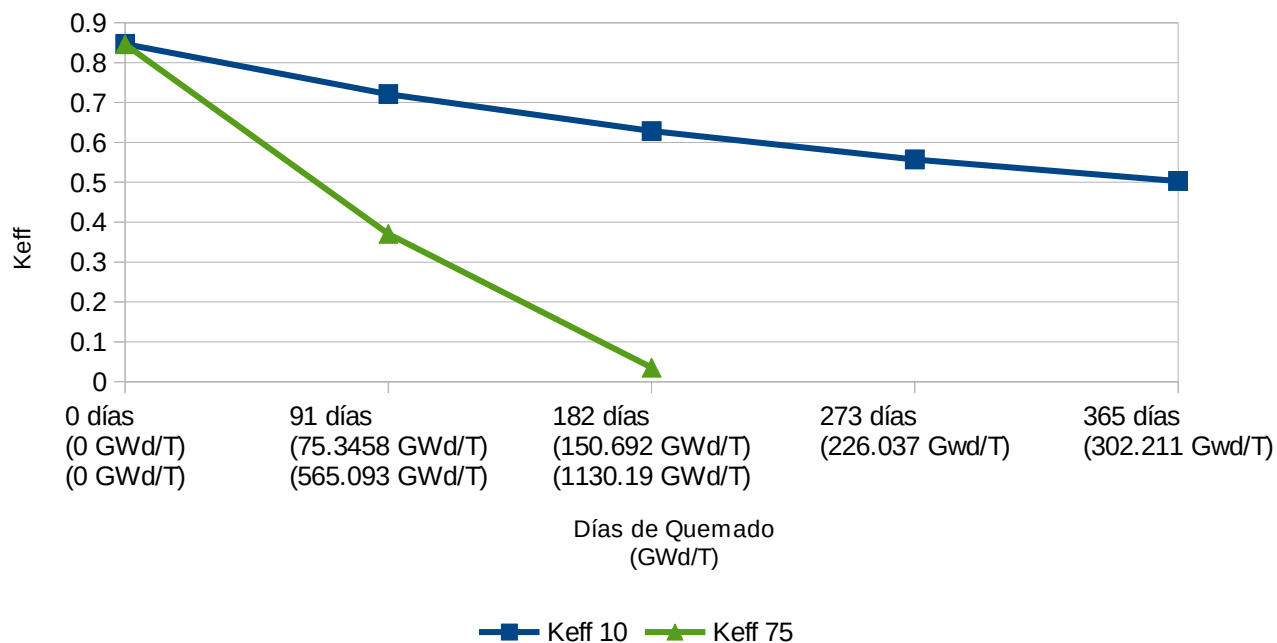


Figura 12: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu,)C a 300 K caso 2.

Podemos ver en la Figura 12, que la k_{eff} inicial es mucho menor que en el caso anterior, ni siquiera llegando a la criticidad en el primer ciclo de quemado. Aunque la tendencia en comportamiento sigue siendo igual al caso anterior.

Comparación final de casos

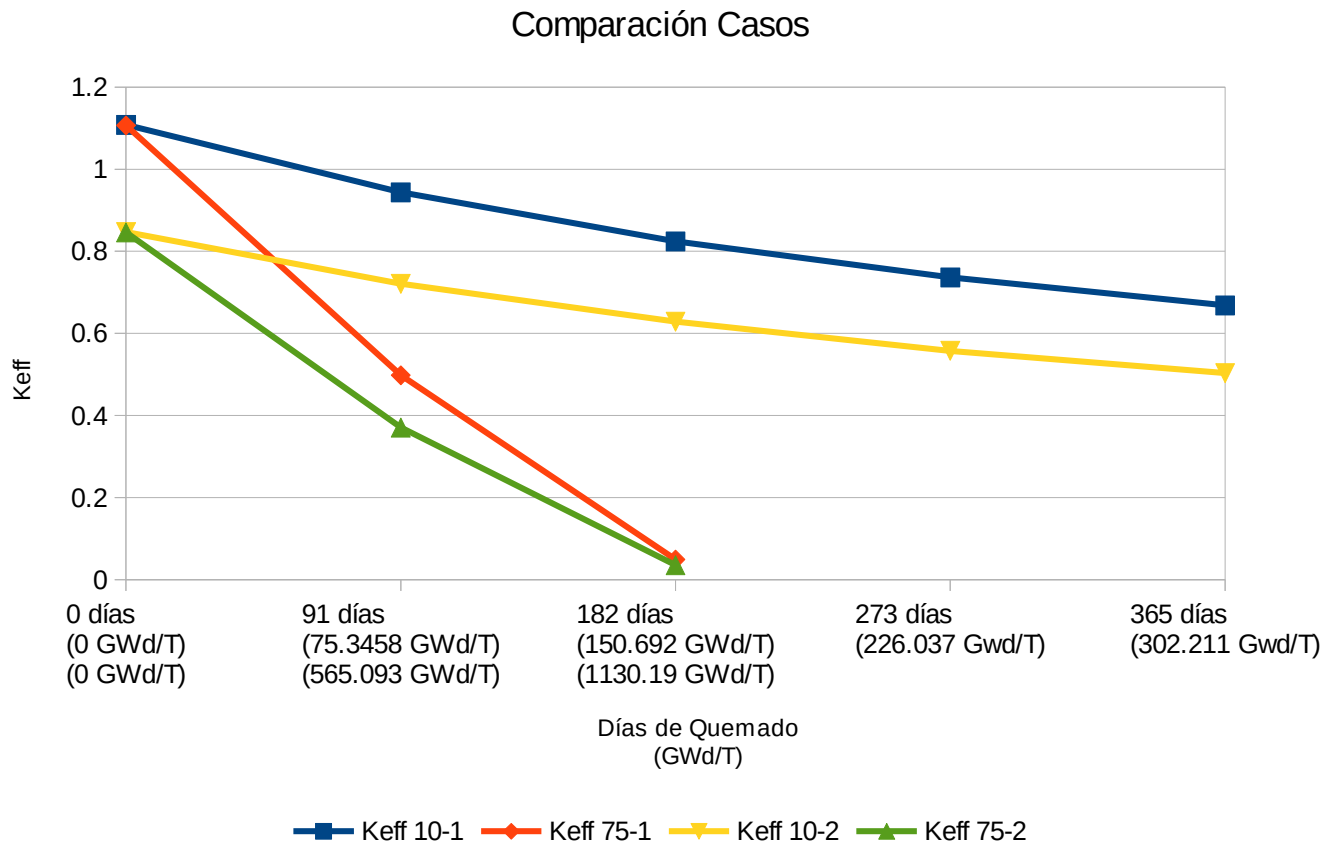


Figura 13: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos (U,Pu)C a 300 K.

Se puede apreciar en la Figura 13, que para una potencia de 10 MWt y 75 MWt; el primer caso y el segundo caso, la tendencia en el comportamiento de la k_{eff} es muy similar, siendo la principal diferencia, los valores iniciales de la k_{eff} para cada caso.

Se puede ver que incluso a temperatura ambiente (300 K) el (U,Pu)C no es buen combustible para este reactor con la configuración que se tiene, en ningún caso se logró mantener la k_{eff} mayor a uno durante todo el año de quemado.

También se puede ver que la fuga axial, a pesar de contar con reflector, disminuye mucho el valor de la k_{eff} para esta composición del combustible.

- **Composición Óxido (U,Pu)**

La composición para este combustible es la siguiente:

Isótopo	Concentración [átomos/b-cm]
U235	5.42E-05
U238	2.14E-02
Np237	1.70E-04
Pu238	8.33E-05
Pu239	1.51E-03
Pu240	7.86E-04
Pu241	3.10E-04
Pu242	2.38E-04
Am241	1.43E-04
Am243	5.93E-05
Cm244	1.96E-05
O16	4.94E-02

Tabla 9: Concentración óxido uranio-plutonio

Altura infinita radialmente infinito

Óxido uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (33.6133 GWd/T)	182 días (67.2266 GWd/T)	273 días (100.840 GWd/T)	365 días (134.823 GWd/T)
Keff 10	0.929909	0.974766	1.00174	1.00976	1.00752
Sigma 10 +	0.930589	0.975466	1.00242	1.01044	1.00819
Sigma 10 -	0.929229	0.974066	1.00106	1.00908	1.00685

Tabla 10: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 10 MWt caso 1.

Óxido uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (252.100 GWd/T)	182 días (504.199 GWd/T)	273 días (756.299 GWd/T)	365 días (1011.17 GWd/T)
Keff 75	0.930773	0.916157	0.69187	0.385502	0.034577
Sigma 75 +	0.931453	0.916917	0.69266	0.386382	0.036157
Sigma 75 -	0.930093	0.915397	0.69108	0.384622	0.032997

Tabla 11: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 75 MWt caso 1.

Comparativa 10MWt y 75MWt Óxido (U,Pu)

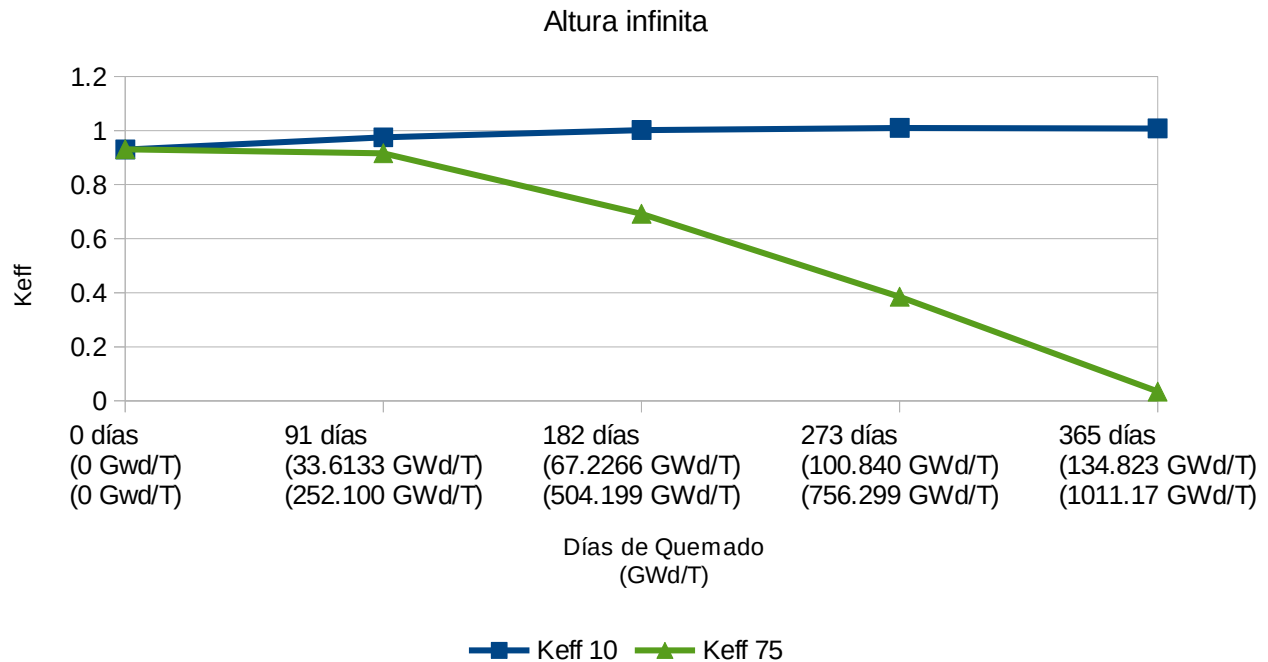


Figura 14: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 300 K caso 1.

Como se puede apreciar en la Figura 14, el comportamiento de la k_{eff} para una potencia de 10 MWt, su valor tiende a aumentar conforme se van avanzando los días. Sin embargo, para una potencia de 75 MWt la k_{eff} ya no logra ser supercrítica y empieza a disminuir después de los 91 días de quemado del combustible.

Fuga axial radialmente infinito

Óxido uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (33.6133 GWd/T)	182 días (67.2266 GWd/T)	273 días (100.840 GWd/T)	365 días (134.823 GWd/T)
Keff 10	0.732069	0.759514	0.775608	0.780166	0.777286
Sigma 10 +	0.733079	0.760504	0.776588	0.781176	0.778286
Sigma 10 -	0.731059	0.758524	0.774628	0.779156	0.776286

Tabla 12: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 10 MWt caso 2.

Óxido uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (252.100 GWd/T)	182 días (504.199 GWd/T)	273 días (756.299 GWd/T)
Keff 75	0.730648	0.704909	0.526655	0.288026
Sigma 75 +	0.731688	0.705869	0.527665	0.289166
Sigma 75 -	0.729608	0.703949	0.525645	0.286886

Tabla 13: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 300 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10MWt y 75MWt Óxido U_{Pu}

Fuga axial, radialmente infinito

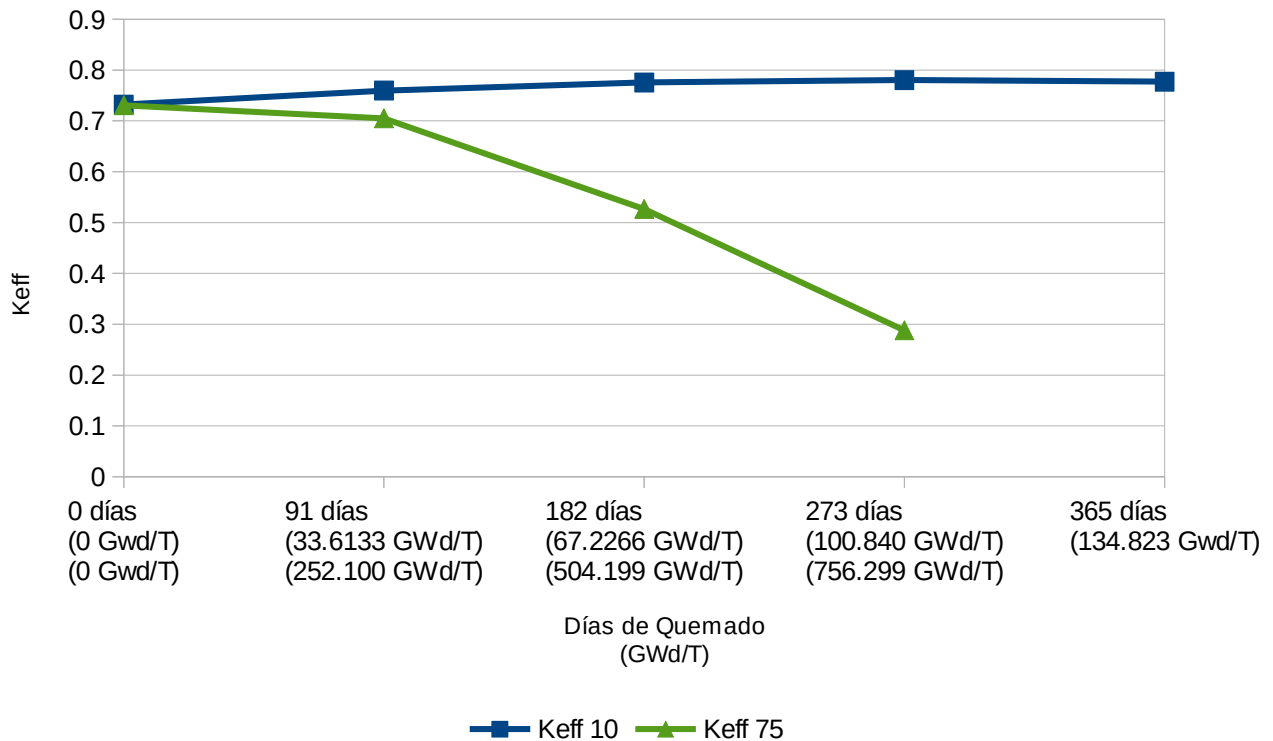


Figura 15: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 300 K caso 2.

Se puede observar que para el último caso de la Figura 15, la tendencia de la k_{eff} al igual que en el caso anterior es la misma. Sin embargo, la distinción está que para la potencia de 10 MWt el valor de la k_{eff} para todos los días de quemado es menor a uno y nunca sobrepasa este valor. Lo que indica que la fuga axial tiene un gran impacto en el comportamiento de la k_{eff} .

También se puede observar que para la potencia de 75 MWt, el quemado de combustible termina a los 273 días, sin terminar el año como en el caso anterior.

Comparación final de casos

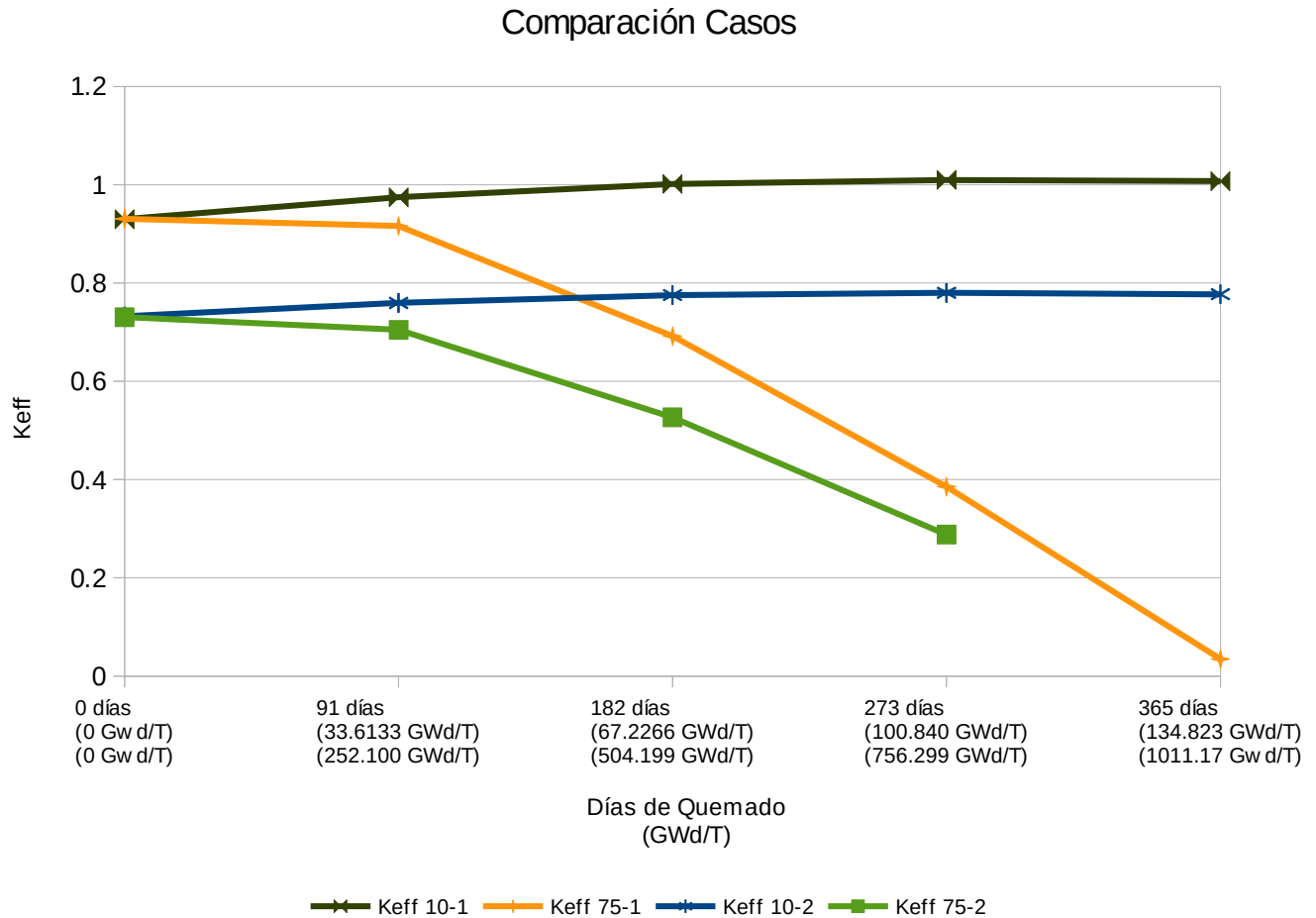


Figura 16: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos Óxido (U,Pu) a 300 K.

El último caso se ve que está recorrido un poco más abajo de la gráfica debido a que existen fugas axiales, éstas tienen un gran impacto en el comportamiento de la k_{eff} . Además se puede concluir que el óxido de uranio-plutonio es un buen combustible que sí mantiene la k_{eff} supercrítica durante todo el ciclo de quemado, a excepción del segundo caso. Se verá su desempeño a temperatura de operación en secciones posteriores.

- **Composición UO_2 al 20%**

La composición de UO_2 enriquecido atómicamente al 20% en U235 es la siguiente:

Isótopo	Concentración [átomos/b-cm]
U235	0.0048820714
U238	0.0195282855
O16	0.0488207136

Tabla 14: Concentración UO_2 al 20% de enriquecimiento

Altura infinita radialmente infinito

UO_2 20% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T)
Keff 10	1.29537	1.23519	1.17415	1.1154	1.05661
Sigma 10 +	1.2957	1.2356	1.17457	1.11592	1.05713
Sigma 10 -	1.29504	1.23478	1.17373	1.11488	1.05609

Tabla 15: K_{eff} para un año de quemado del UO_2 al 20% a 300 K y 10 MWt caso 1.

UO_2 20% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.862 GWd/T)	182 días (513.724 GWd/T)	273 días (770.586 GWd/T)	365 días (1030.27 GWd/T)
Keff 75	1.29523	0.894169	0.698189	0.411993	0.0474534
Sigma 75 +	1.29555	0.894859	0.698959	0.412823	0.0488734
Sigma 75 -	1.29491	0.893479	0.697419	0.411163	0.0460334

Tabla 16: K_{eff} para un año de quemado del UO_2 al 20% a 300 K y 75 MWt caso 1.

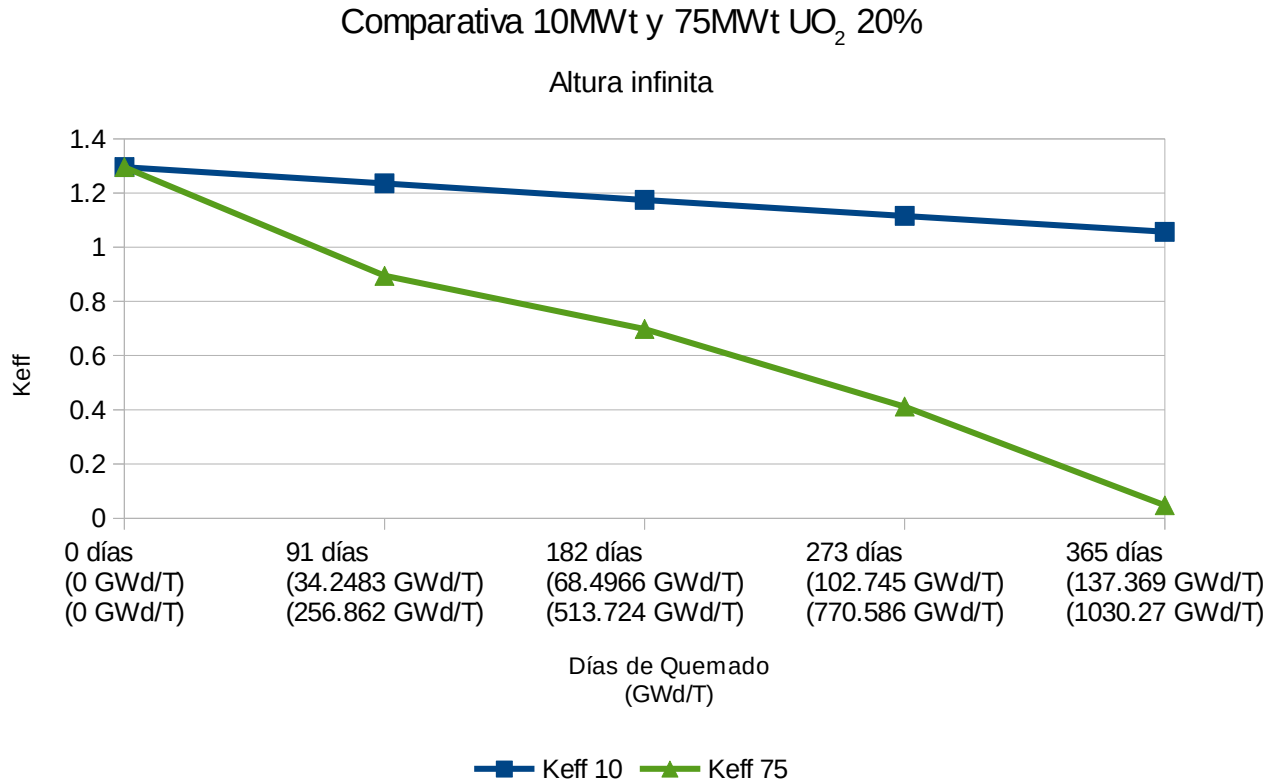


Figura 17: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 20% a 300 K caso 1.

El comportamiento de la k_{eff} para una potencia de 10 MWt resulta favorable, siendo prácticamente lineal, además se tiene un valor mayor a uno al final del año de quemado.

Fuga axial radialmente infinito

UO₂ 20% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T)
Keff 10	1.01788	0.963598	0.911918	0.861873	0.814705
Sigma 10 +	1.01866	0.964438	0.912788	0.862753	0.815615
Sigma 10 -	1.0171	0.962758	0.911048	0.860993	0.813795

Tabla 17: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 20% a 300 K y 10 MWt caso 2.

UO₂ 20% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.862 GWd/T)	182 días (513.724 GWd/T)	273 días (770.586 GWd/T)
Keff 75	1.01773	0.683733	0.525867	0.303678
Sigma 75 +	1.01857	0.684673	0.526897	0.304768
Sigma 75 -	1.01689	0.682793	0.524837	0.302588

Tabla 18: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 20% a 300 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10MWt y 75MWt UO₂ 20%

Fuga axial radialmente infinito

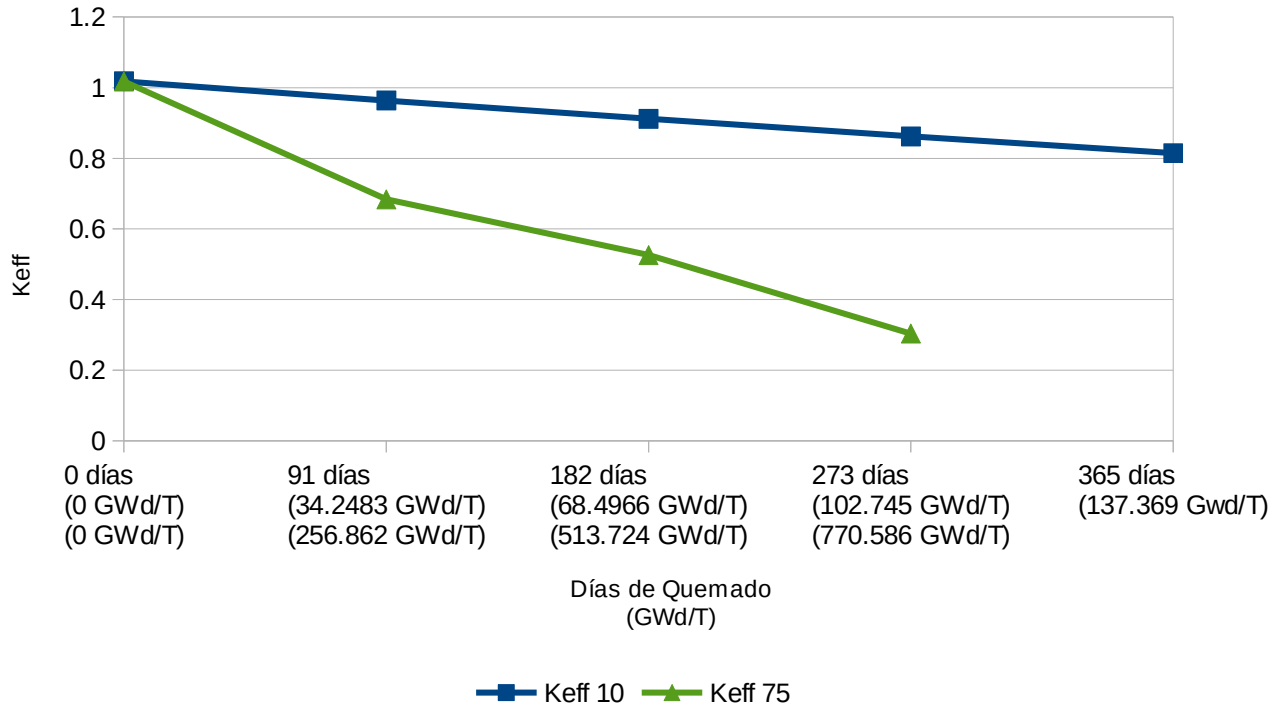


Figura 18: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 20% a 300 K caso 2.

Para este último caso de la Figura 18, la k_{eff} del UO₂ al 20% de enriquecimiento es mucho menor que para los dos casos anteriores, lo cual hace que para ninguna de las dos potencias se tenga una k_{eff} mayor a uno durante todo el ciclo de quemado. Además otra diferencia es, que para la potencia de 75 MWt no se completa el ciclo de quemado durante todo el año, llegando sólo a 273 días de quemado debido a la falta de material fisible en el núcleo.

Comparación final de casos

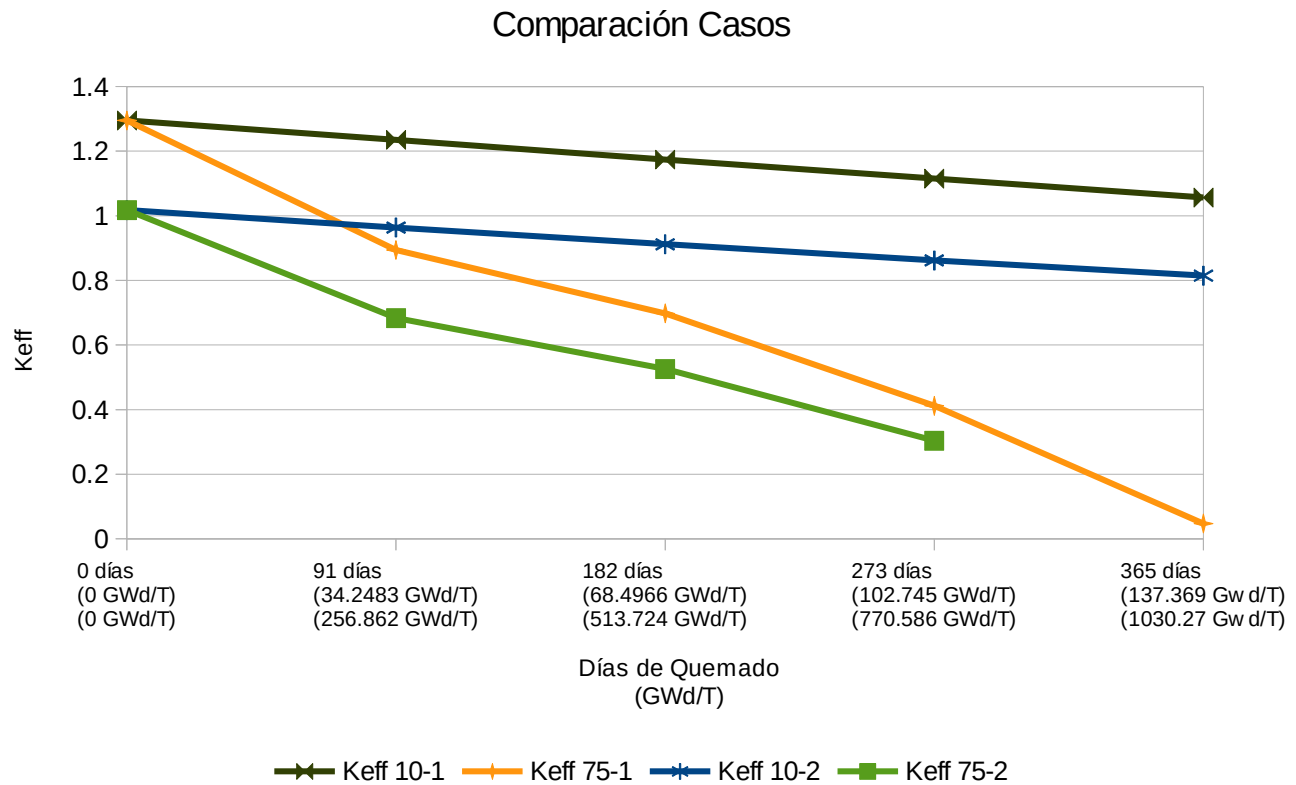


Figura 19: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos UO_2 20% a 300 K.

En la Figura 19 se ve una comparación de los casos anteriores, siendo el último caso el que representa una k_{eff} muy baja. La tendencia en el comportamiento de la k_{eff} en ambos casos es prácticamente el mismo.

- **Composición UO_2 al 30%**

La composición de UO_2 enriquecido atómicamente al 30% en $U235$ es la siguiente:

Isótopo	Concentración [átomos/b-cm]
U235	0.0073393334
U238	0.0171251113
O16	0.0489288894

Tabla 19: Concentración UO_2 al 30% de enriquecimiento

Altura infinita radialmente infinito

UO₂ 30% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2159 GWd/T)	182 días (68.4318 GWd/T)	273 días (102.648 GWd/T)	365 días (137.240 GWd/T)
K _{eff} 10	1.52184	1.46502	1.40245	1.33384	1.25995
Sigma 10 +	1.52211	1.46533	1.40277	1.33421	1.26037
Sigma 10 -	1.52157	1.46471	1.39925	1.33347	1.25953

Tabla 20: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 300 K y 10 MWt caso 1.

UO₂ 30% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.619 GWd/T)	182 días (513.238 GWd/T)	273 días (769.857 GWd/T)	365 días (1029.30 GWd/T)
K _{eff} 75	1.52187	1.01074	0.69589	0.428457	0.0593783
Sigma 75 +	1.52213	1.01134	0.69663	0.429267	0.0606383
Sigma 75 -	1.52161	1.01014	0.69515	0.427647	0.0581183

Tabla 21: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 300 K y 75 MWt caso 1.

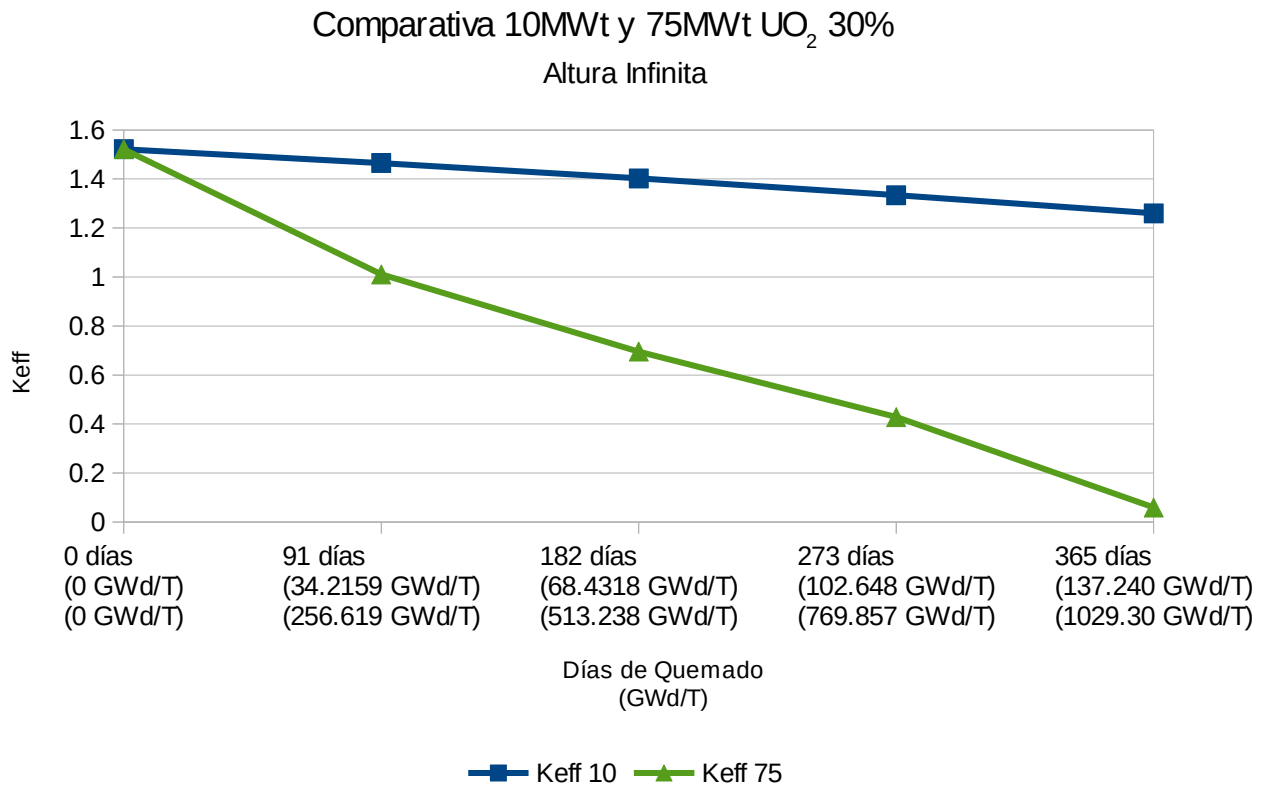


Figura 20: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 30% a 300 K caso 1.

En la Figura 20, se observa que la tendencia de comportamiento de la k_{eff} para este caso, es prácticamente idéntica que para el caso de enriquecimiento al 20%. Como es de esperarse

también, los valores de la k_{eff} son mucho mayores a comparación del caso con enriquecimiento al 20%.

Fuga axial radialmente infinito

UO₂ 30% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2159 GWd/T)	182 días (68.4318 GWd/T)	273 días (102.648 GWd/T)	365 días (137.240 GWd/T)
Keff 10	1.2222	1.16904	1.1111	1.05034	0.98773
Sigma 10 +	1.22296	1.16983	1.11192	1.05116	0.98856
Sigma 10 -	1.22144	1.16825	1.11028	1.04952	0.9869

Tabla 22: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 300 K y 10 MWt caso 2.

UO₂ 30% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.619 GWd/T)	182 días (513.238 GWd/T)	273 días (769.857 GWd/T)
Keff 75	1.22376	0.780295	0.526754	0.315985
Sigma 75 +	1.22452	0.781225	0.527794	0.317105
Sigma 75 -	1.223	0.779365	0.525714	0.314865

Tabla 23: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 300 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10MWt y 75MWt UO₂ 30%

Fuga axial radialmente infinito

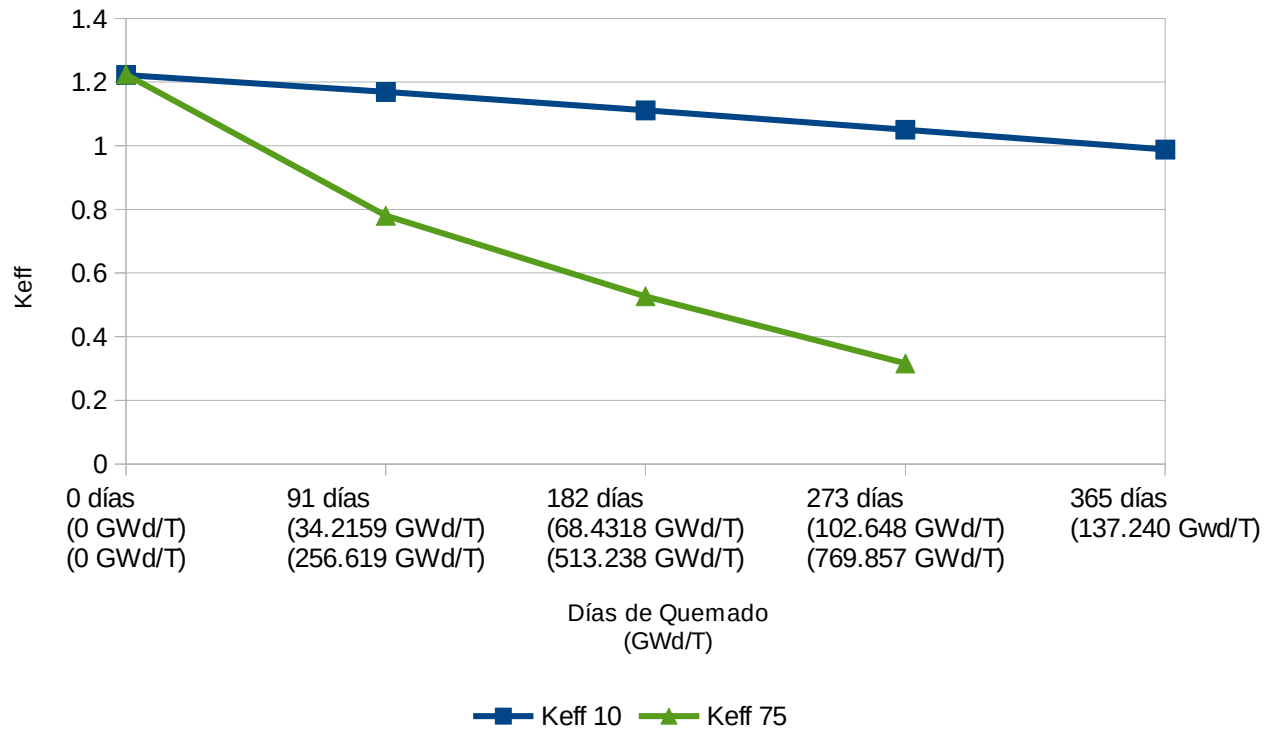


Figura 21: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 30% a 300 K caso 2.

En la Figura 21, se puede apreciar la tendencia en el comportamiento de la k_{eff} para un enriquecimiento del 30%. El comportamiento de la k_{eff} es prácticamente el mismo que para el caso de enriquecimiento al 20%, aunque como es de esperarse, en este caso el valor de la k_{eff} es un poco mayor.

Comparación final de casos

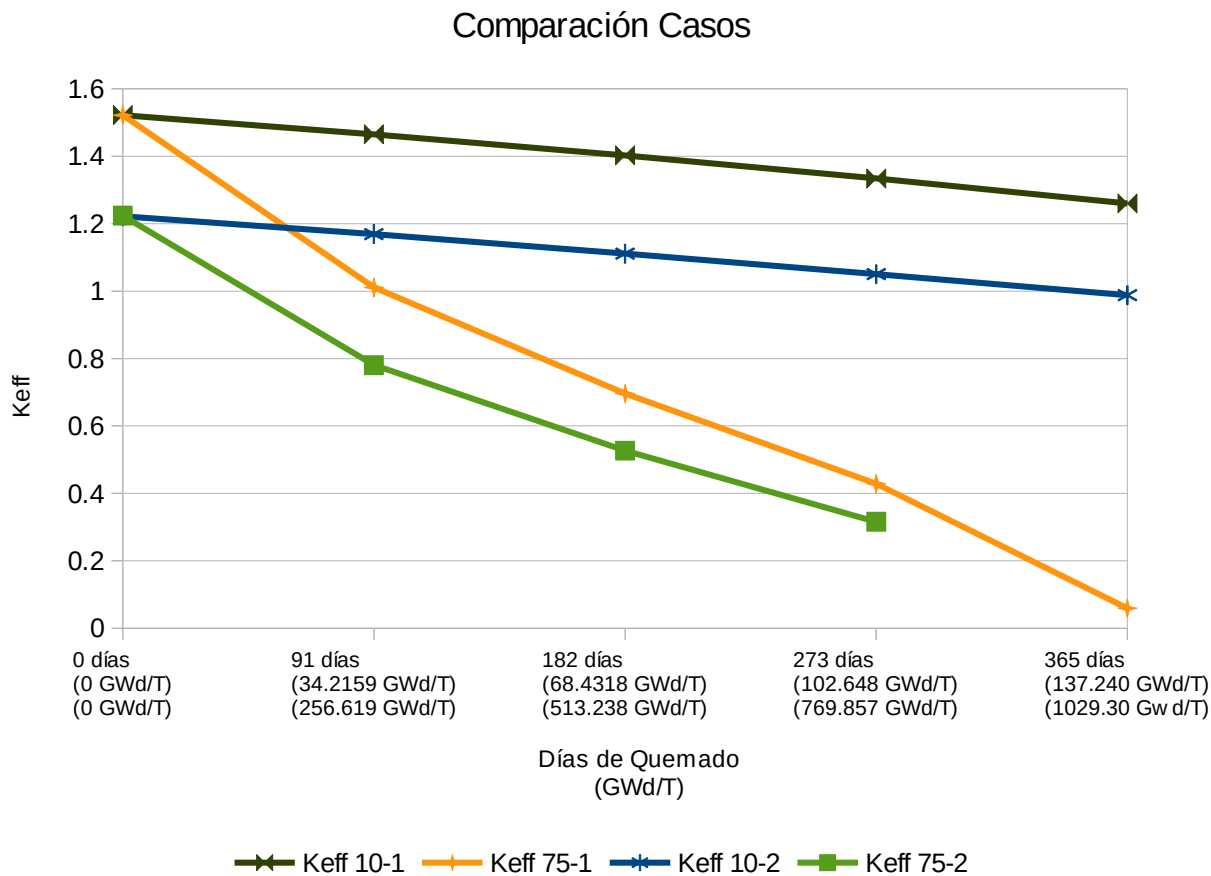


Figura 22: Gráfica comparativa de quemado entre 10 y 75 para ambos casos UO_2 30% a 300 K.

En la Figura 22, de igual manera que para el caso de 20% de enriquecimiento, ambos casos tienen prácticamente el mismo comportamiento. Sin embargo, el último caso tiene una k_{eff} mucho menor debido a que existe fuga axial en este caso.

4.2.2 Simulaciones a 1200 K para 10 MWt y 75 MWt

En esta sección se mostrarán los resultados de las simulaciones efectuadas para la celda combustible a la temperatura de operación de 1200 K. Las composiciones de los combustibles son las mismas, por lo que se omite la descripción de éstas.

- **Composición (U,Pu)C**

Altura infinita radialmente infinito

Carburo uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (75.3458 GWd/T)	182 días (150.692 GWd/T)	273 días (226.037 GWd/T)	365 días (302.211 GWd/T)
Keff 10	1.0911	0.943364	0.83399	0.754154	0.689774
Sigma 10 +	1.09165	0.943974	0.83463	0.754834	0.690444
Sigma 10 -	1.09055	0.942754	0.83335	0.753474	0.689104

Tabla 24: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 10 MWt caso 1.

Carburo uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (565.093 GWd/T)	182 días (1130.19 GWd/T)
Keff 75	1.0912	0.512031	0.0483408
Sigma 75 +	1.09175	0.512791	0.0498508
Sigma 75 -	1.09065	0.511271	0.0468308

Tabla 25: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 75 MWt caso 1.

Carburo uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (75.3458 GWd/T)	182 días (150.692 GWd/T)	273 días (226.037 GWd/T)	365 días (302.211 GWd/T)
Keff 10	1.10804	0.943706	0.824024	0.736422	0.668296
Sigma 10 +	1.10858	0.944306	0.824644	0.737112	0.669016
Sigma 10 -	1.1075	0.943106	0.823404	0.735732	0.667576

Tabla 5: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 10 MWt caso 1.

Carburo uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (565.093 GWd/T)	182 días (1130.19 GWd/T)
Keff 75	1.1067	0.497792	0.0489475
Sigma 75 +	1.10725	0.498512	0.0503175
Sigma 75 -	1.10615	0.497072	0.0475775

Tabla 6: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 300 K y 75 MWt caso 1.

Comparativa (U,Pu)C a 10 MWt y 75 MWt a 1200 K y 300 K

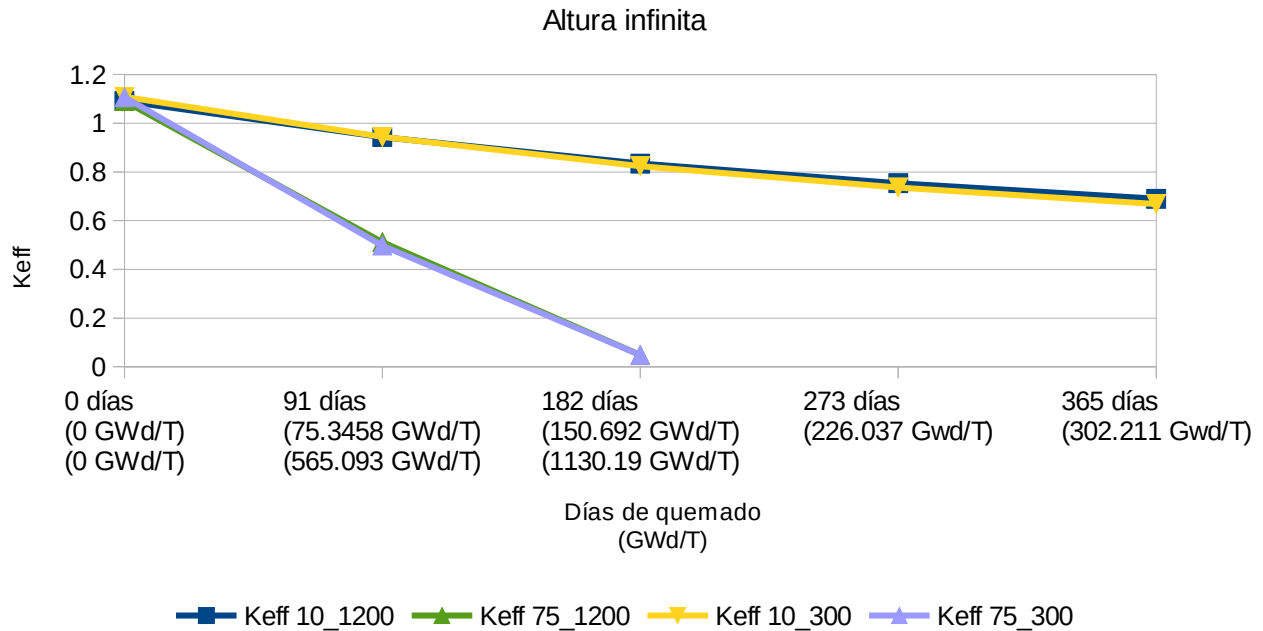


Figura 23: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C a 1200 K y 300 K caso 1.

En la Figura 23 se observa que los resultados para 1200 K tienen un comportamiento parecido al del caso para una temperatura 300 K, siendo la variación de la reactividad entre ambos resultados de 1401.1 pcm. Esto quiere decir que la temperatura del reactor para el caso de este combustible tiene el efecto esperado en el cambio de reactividad. Esto debido al espectro rápido de los neutrones que logran escapar en su mayoría de la zona de resonancia del U238.

Usando como base el paso de cero días, se calculó el coeficiente Doppler para ambas potencias. Para 10 MWt tenemos que el coeficiente Doppler es de -1.6986 pcm/K, y para 75 MWt es de -1.5561 pcm/K. Estos resultados son razonables si se tiene en cuenta que el coeficiente Doppler de los reactores BWR es del orden de -1 pcm/°F

Fuga axial radialmente infinito

Carburo uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (75.3458 GWd/T)	182 días (150.692 GWd/T)	273 días (226.037 GWd/T)	365 días (302.211 GWd/T)
Keff 10	0.83568	0.721035	0.634628	0.572486	0.519409
Sigma 10 +	0.83658	0.721975	0.635588	0.573446	0.520429
Sigma 10 -	0.83478	0.720095	0.633668	0.571526	0.518389

Tabla 26: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 10 MWt caso 2.

Carburo uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (565.093 GWd/T)	182 días (1130.19 GWd/T)
Keff 75	0.835084	0.380761	0.0345211
Sigma 75 +	0.835984	0.381811	0.0370011
Sigma 75 -	0.834184	0.379711	0.0320411

Tabla 27: K_{eff} para un año de quemado del (U,Pu)C a 1200 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C

Fuga axial radialmente infinito

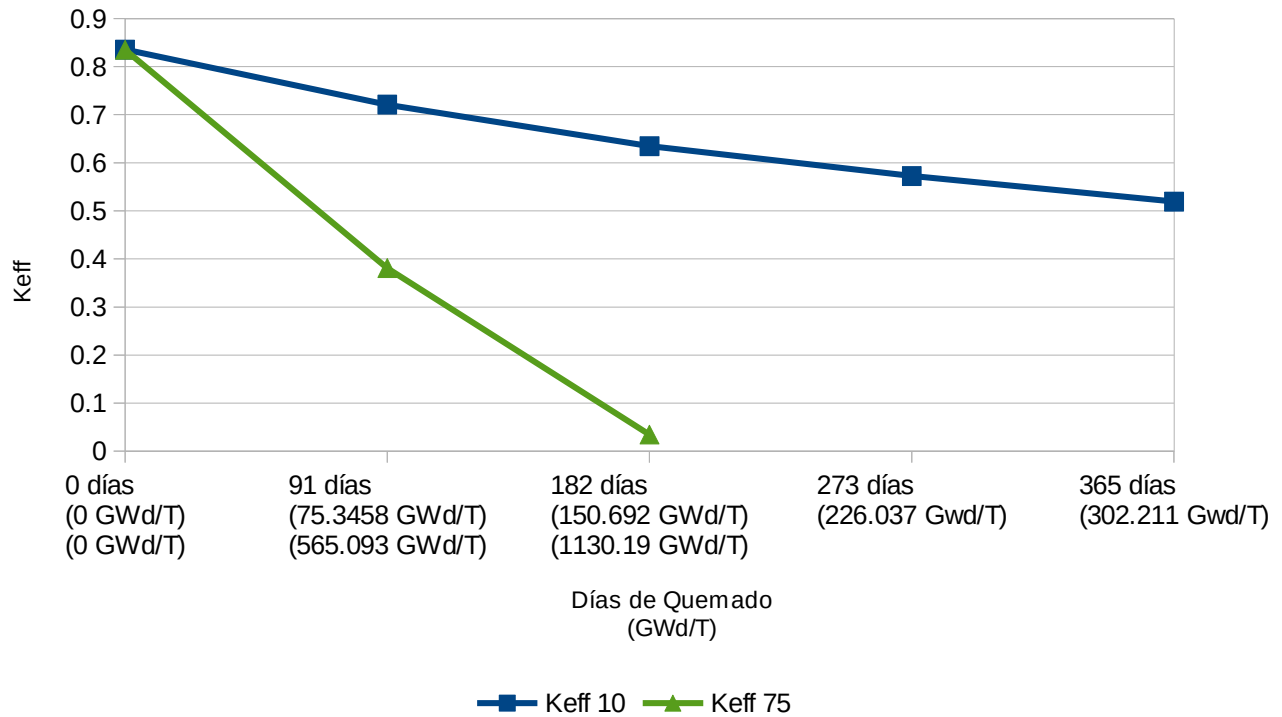


Figura 24: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt (U,Pu)C a 1200 K caso 2.

De igual manera que para el caso anterior, en la Figura 24 se ve que el comportamiento de la k_{eff} a 1200 K es prácticamente el mismo que para 300 K, sólo hay variaciones respecto al valor de la k_{eff} .

Calculando la diferencia neta en reactividad respecto a las temperaturas de 300 K y 1200 K, para el paso de cero días, tenemos que para una potencia de 10 MWt la diferencia neta en reactividad es 1577.9 pcm y para 75 MWt es de 1565.2 pcm.

Comparación final de casos

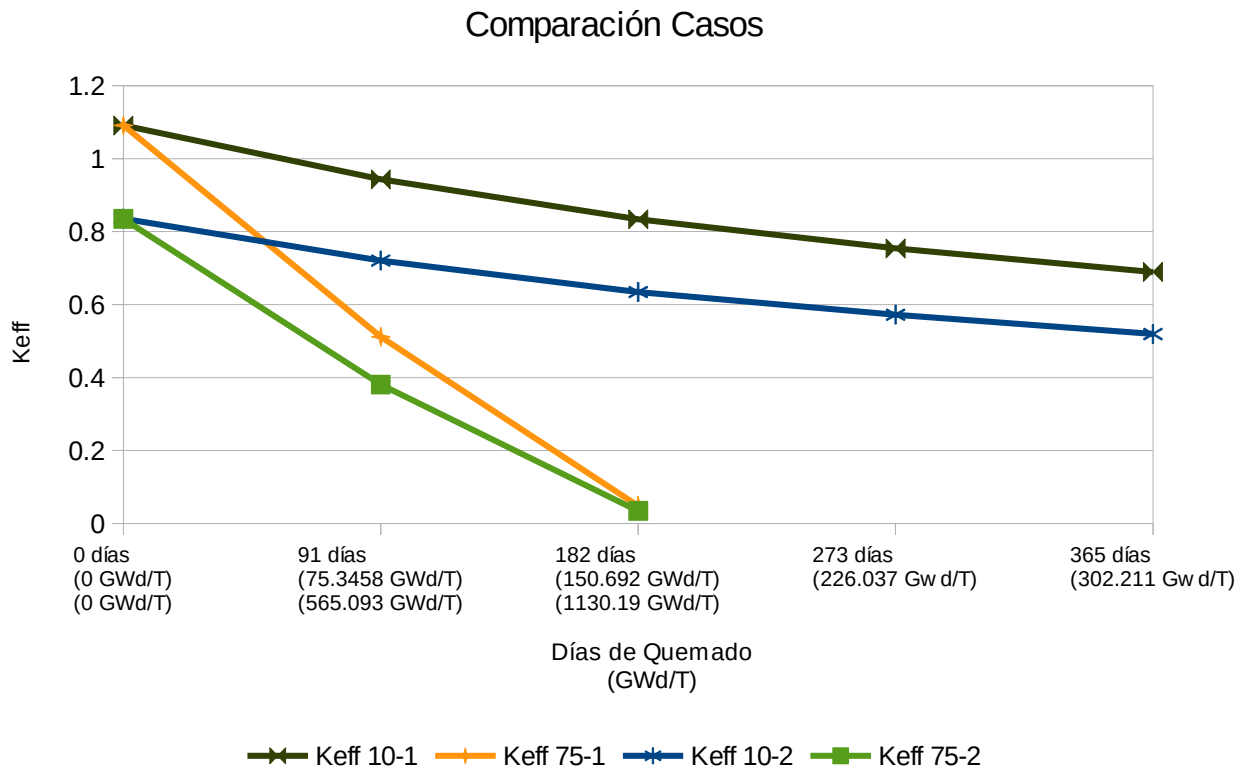


Figura 25: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos (U,Pu)C a 1200 K.

En la Figura 25 se puede apreciar el comportamiento de ambos casos para 1200 K. Para 75 MWt de potencia, el material fisible se termina a los 182 días de quemado para ambos casos. En general la k_{eff} siempre es menor a uno al avanzar los días de quemado.

También se debe mencionar que el comportamiento es prácticamente el mismo para una temperatura de 300 K que para una de 1200 K.

- **Composición Óxido (U,Pu)**

Altura infinita radialmente infinito

Óxido uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (33.6133 GWd/T)	182 días (67.2266 GWd/T)	273 días (100.840 GWd/T)	365 días (134.823 GWd/T)
Keff 10	0.917904	0.973773	1.00534	1.01774	1.01666
Sigma 10 +	0.918624	0.974453	1.00606	1.01843	1.01733
Sigma 10 -	0.917184	0.973093	1.00462	1.01705	1.01599

Tabla 28: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 10 MWt caso 1.

Óxido uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (252.100 GWd/T)	182 días (504.199 GWd/T)	273 días (756.299 GWd/T)	365 días (1011.17 GWd/T)
Keff 75	0.918525	0.930467	0.703146	0.390568	0.0345108
Sigma 75 +	0.919245	0.931197	0.703976	0.391378	0.0361408
Sigma 75 -	0.917805	0.929737	0.702316	0.389758	0.0328808

Tabla 29: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 75 MWt caso 1.

Comparativa 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu)

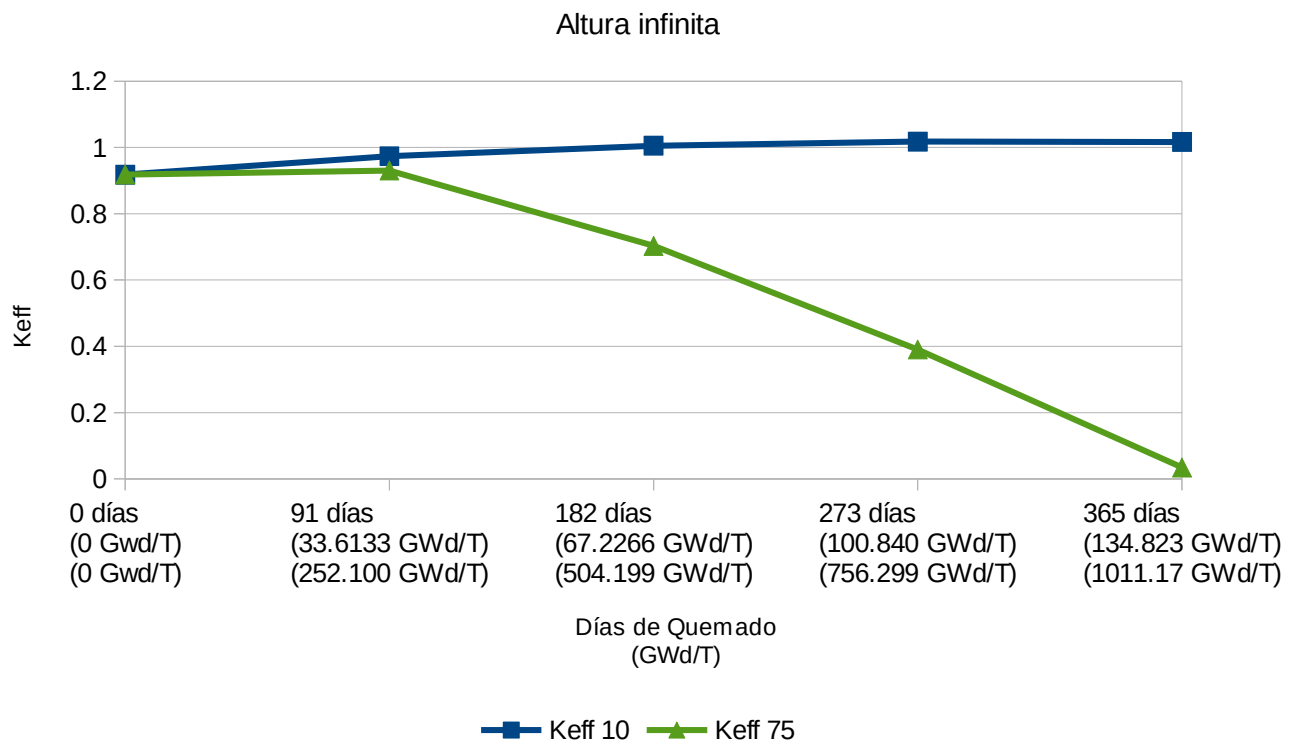


Figura 26: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 1200 K caso 1.

En la Figura 26 de resultados se puede apreciar que la k_{eff} para 10 MWt de potencia tiende a ir en aumento conforme va avanzando el ciclo de quemado, aunque empieza siendo

subcrítico al principio del ciclo. Para el caso de 75 MWt la k_{eff} va disminuyendo conforme avanza el tiempo de quemado.

También se debe mencionar que este comportamiento es prácticamente el mismo que para la simulación a una temperatura de 300 K.

Fuga axial radialmente infinito

Óxido uranio plutonio 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (33.6133 GWd/T)	182 días (67.2266 GWd/T)	273 días (100.840 GWd/T)	365 días (134.823 GWd/T)
Keff 10	0.721366	0.760508	0.778933	0.788726	0.785714
Sigma 10 +	0.722376	0.761408	0.779923	0.789726	0.786734
Sigma 10 -	0.720356	0.759608	0.777943	0.787726	0.784694

Tabla 30: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 10 MWt caso 2.

Óxido uranio plutonio 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (252.100 GWd/T)	182 días (504.199 GWd/T)	273 días (756.299 GWd/T)
Keff 75	0.721594	0.715946	0.535585	0.292908
Sigma 75 +	0.722604	0.716966	0.536605	0.294128
Sigma 75 -	0.720584	0.714926	0.534565	0.291688

Tabla 31: K_{eff} para un año de quemado del Óxido (U,Pu) a 1200 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10 MWt y 75 MWt Óxido UPu

Fuga axial radialmente infinito

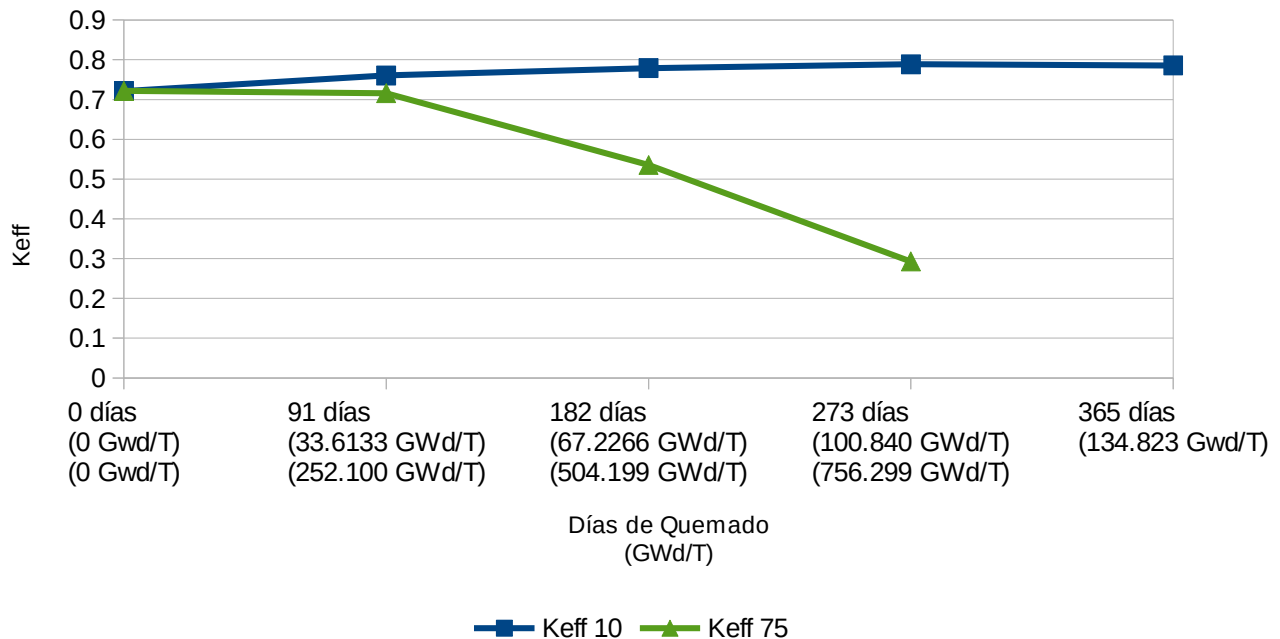


Figura 27: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt Óxido (U,Pu) a 1200 K caso 2.

Para el caso de la fuga axial en la Figura 27, claramente se ve que para ninguna de ambas potencias se logra tener un k_{eff} supercrítica. Además de que el ciclo de quemado no termina para el caso de 75 MWt. También el comportamiento es prácticamente el mismo que para el caso de 300 K.

Comparación final de casos

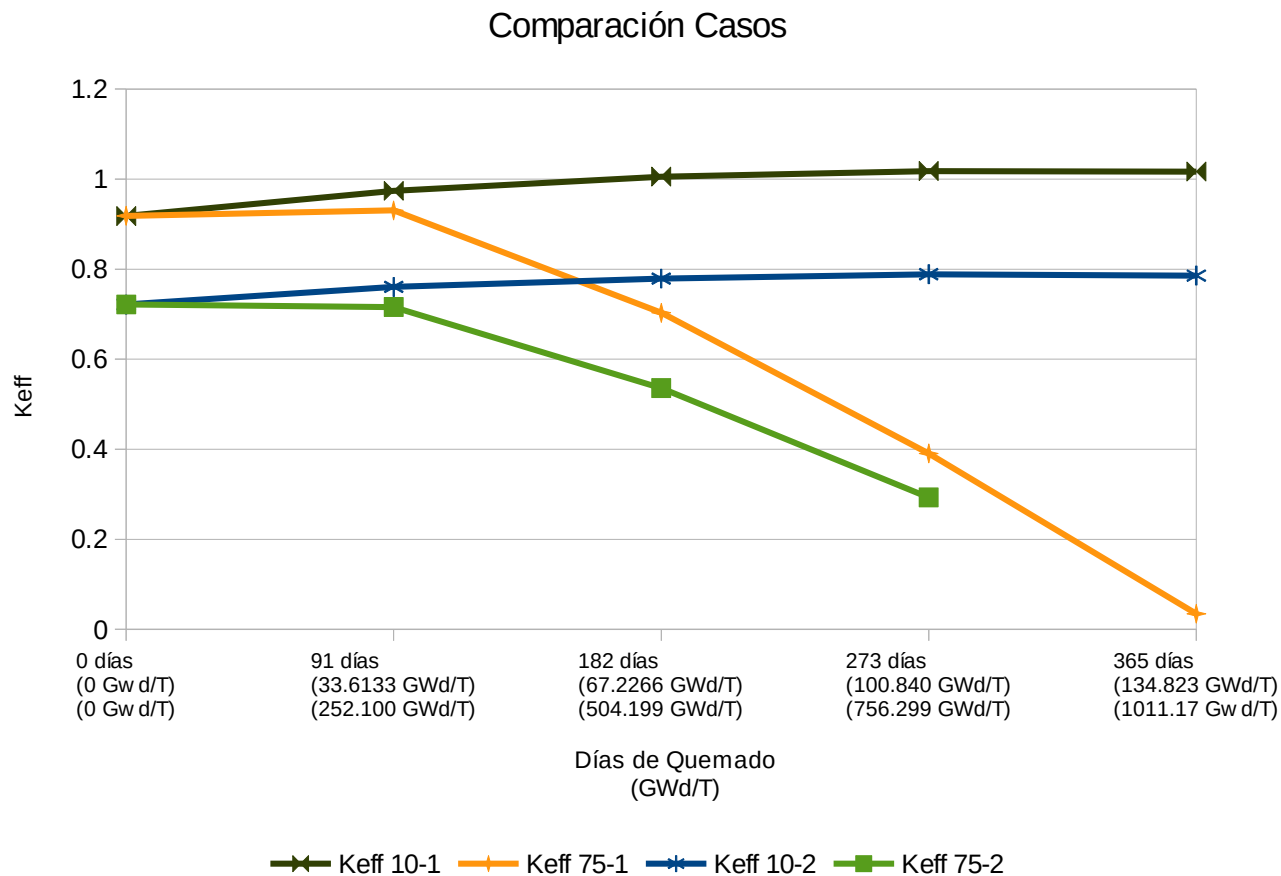


Figura 28: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos Óxido (U,Pu) a 1200 K.

En la Figura 28 se puede apreciar la comparativa para ambos casos, siendo el único caso favorable el de 10 MWt. Aunque en este caso empieza la k_{eff} siendo subcrítica.

- **Composición UO_2 al 20% en U235**

Altura infinita radialmente infinito

UO_2 20% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T)
Keff 10	1.28516	1.22772	1.17141	1.11544	1.061
Sigma 10 +	1.28551	1.22812	1.17186	1.11595	1.0665
Sigma 10 -	1.28481	1.22732	1.17096	1.11493	1.06045

Tabla 32: K_{eff} para un año de quemado del UO_2 al 20% a 1200 K y 10 MWt caso 1.

UO₂ 20% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.862 GWd/T)	182 días (513.724 GWd/T)	273 días (770.586 GWd/T)	365 días (1030.27 GWd/T)
K _{eff} 75	1.28503	0.905003	0.707847	0.417686	0.0477592
Sigma 75 +	1.28536	0.905673	0.708627	0.418536	0.0490792
Sigma 75 -	1.2847	0.904333	0.707067	0.416836	0.0464392

Tabla 33: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 20% a 1200 K y 75 MWt caso 1.

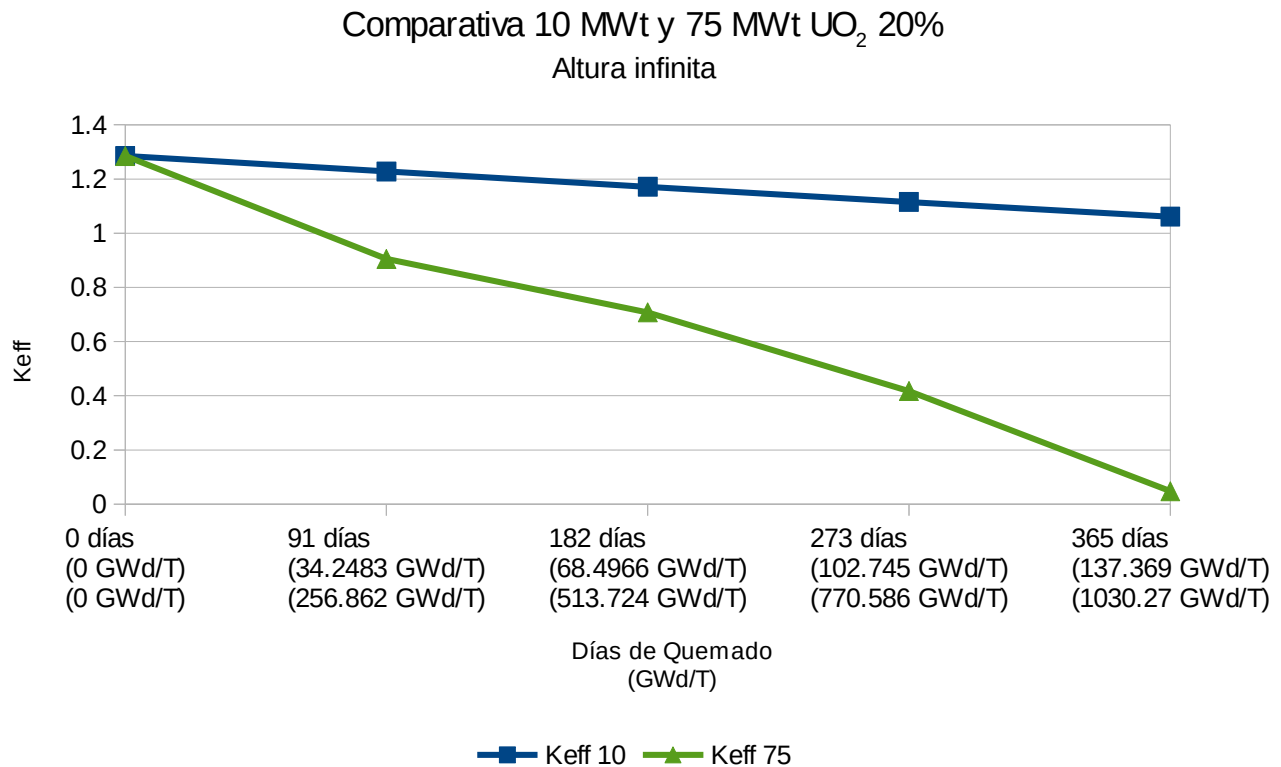


Figura 29: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 20% a 1200 K caso 1.

En la Figura 29 se puede apreciar que para el caso de la potencia de 10 MWt se cumple que la k_{eff} es supercrítica durante todo el ciclo de quemado. Sin embargo, esto no es así para el caso de 75 MWt. También se debe mencionar que el comportamiento y valores de la k_{eff} es prácticamente el mismo que para el caso de 300 K; aunque hay pequeñas variaciones en el valor de la k_{eff}.

Fuga axial radialmente infinito

UO₂ 20% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T)
K _{eff} 10	1.00833	0.96016	0.910149	0.861732	0.816879
Sigma 10 +	1.00918	0.96098	0.910989	0.862682	0.817789
Sigma 10 -	1.00748	0.95934	0.909309	0.860782	0.815969

Tabla 34: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 20% a 1200 K y 10 MWt caso 2.

UO₂ 20% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.862 GWd/T)	182 días (513.724 GWd/T)	273 días (770.586 GWd/T)
K _{eff} 75	1.00923	0.694999	0.534323	0.309124
Sigma 75 +	1.01012	0.695919	0.535363	0.310284
Sigma 75 -	1.00834	0.694079	0.533283	0.307964

Tabla 35: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 20% a 1200 K y 75 MWt caso 2.

Comparativa 10 MWt y 75 MWt UO₂ 20%

Fuga axial radialmente infinito

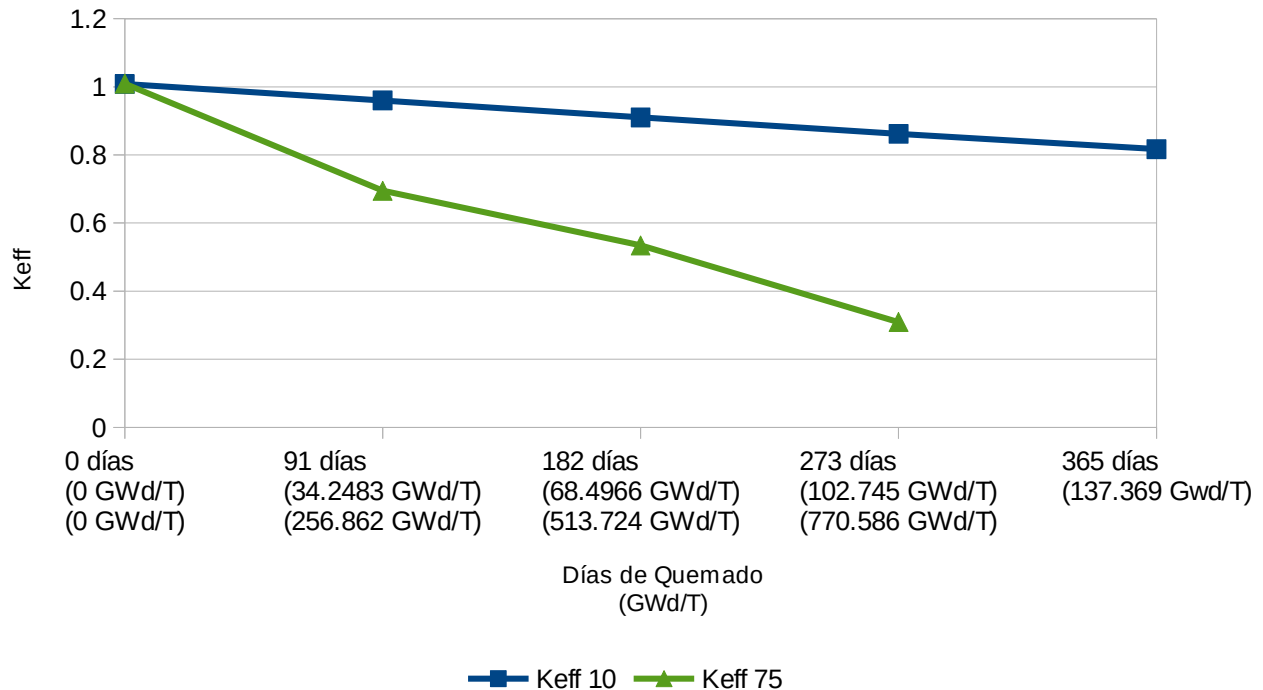


Figura 30: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 20% A 1200 k caso 2.

En la Figura 30 se puede ver que para ninguna de las dos potencias, la k_{eff} se mantiene supercrítica. Además el comportamiento es prácticamente el mismo que para el caso de 300 K.

Comparación final de casos

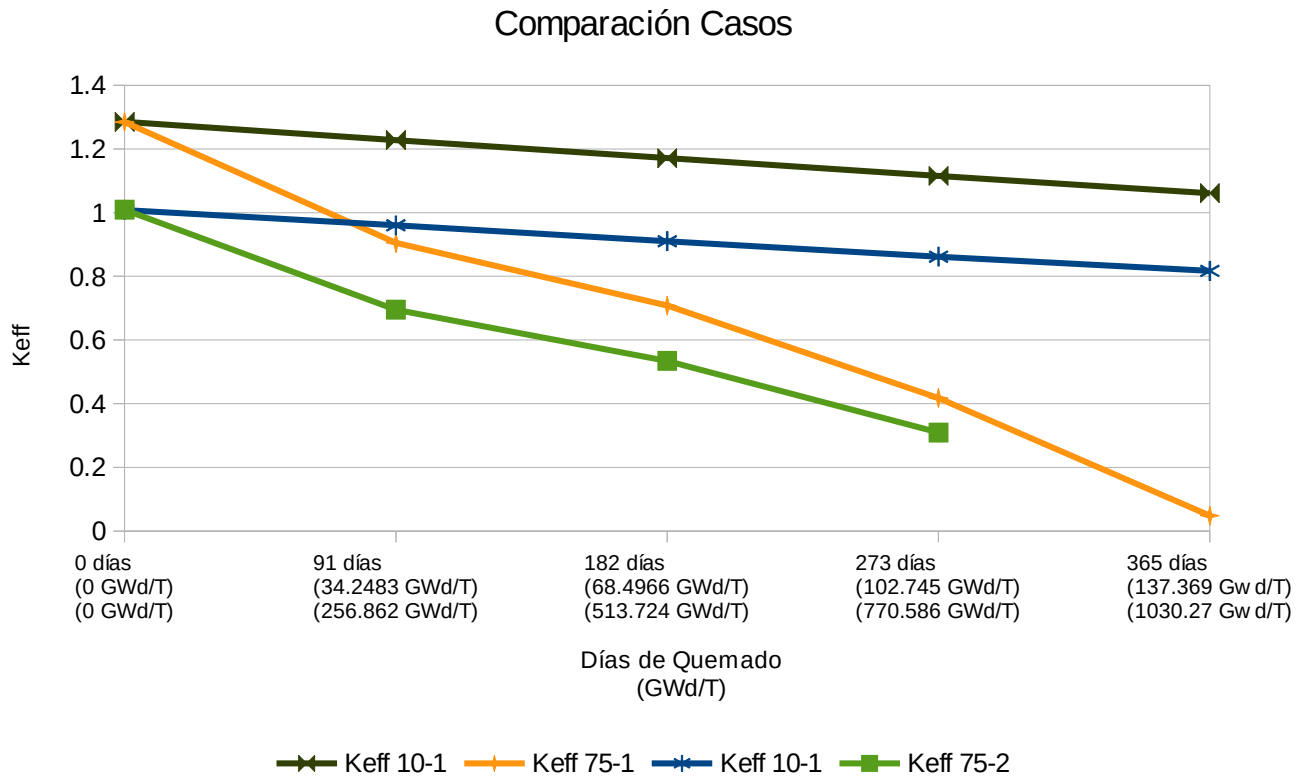


Figura 31: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos UO_2 20% a 1200 K.

En la Figura 31 se muestra la comparativa de ambos casos. Como se vio en las gráficas anteriores, el único caso que cumple el requisito para una k_{eff} supercrítica es el primer caso para una potencia de 10 MWt.

- **Composición UO_2 al 30% en U235**

Altura infinita radialmente infinito

UO₂ 30% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2159 GWd/T)	182 días (68.4318 GWd/T)	273 días (102.648 GWd/T)	365 días (137.240 GWd/T)
Keff 10	1.51617	1.45932	1.39778	1.33083	1.25814
Sigma 10 +	1.51644	1.45963	1.39812	1.33122	1.25855
Sigma 10 -	1.5159	1.45901	1.39744	1.33044	1.25773

Tabla 36: K_{eff} para un año de quemado del UO_2 al 30% a 1200 K y 10 MWt caso 1.

UO₂ 30% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.619 GWd/T)	182 días (513.238 GWd/T)	273 días (769.857 GWd/T)
Keff 75	1.51626	1.01429	0.705771	0.433818
Sigma 75 +	1.51654	1.01487	0.706531	0.434628
Sigma 75 -	1.51598	1.01371	0.705011	0.433008

Tabla 37: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 1200 K y 75 MWt caso 1.

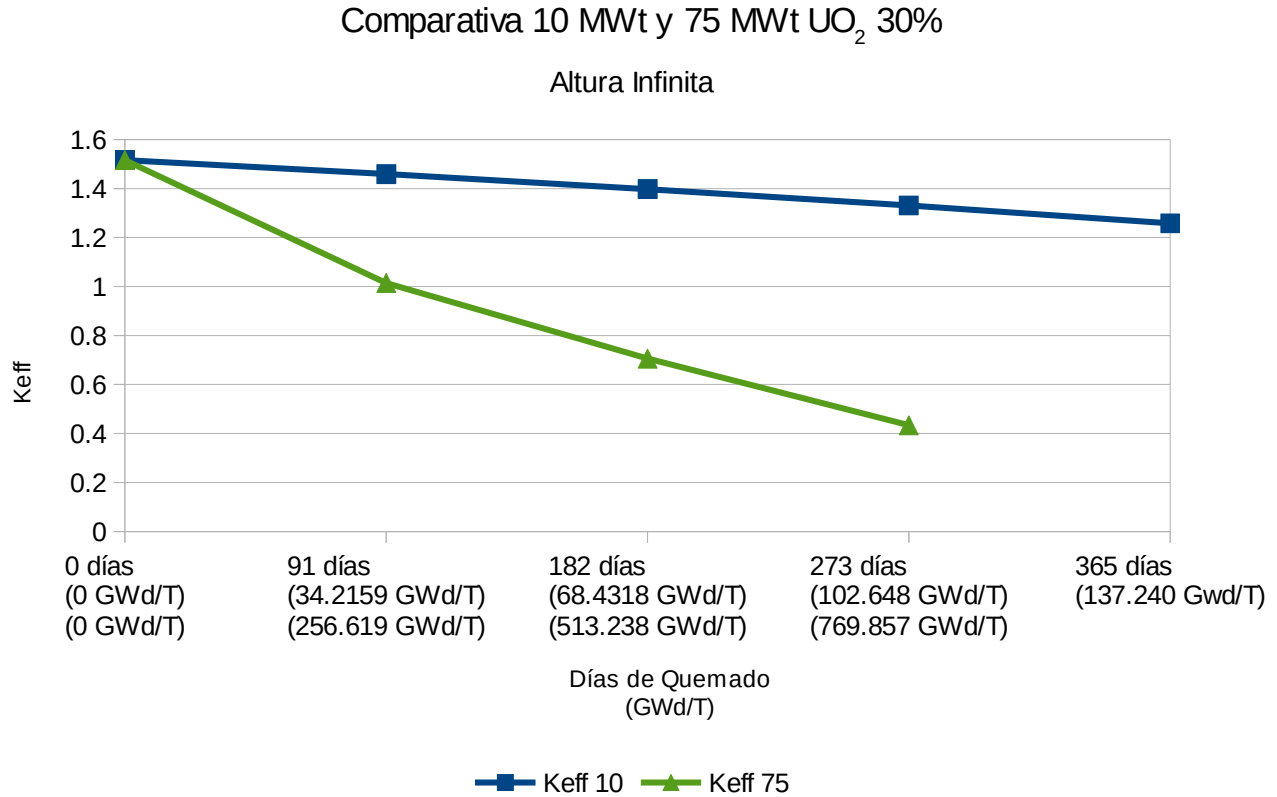


Figura 32: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 30% a 1200 K caso 1.

Al igual que el caso con un enriquecimiento del 20%, se puede ver que para la potencia de 10 MWt la k_{eff} se mantiene supercrítica durante todo el año de quemado. Una diferencia que se puede notar es que para el caso de la simulación a 300 K, es que en este último el ciclo de quemado si concluye, mientras que para 1200 K no concluye, todo esto para una potencia de 75 MWt.

Fuga axial radialmente infinito

UO₂ 30% 10MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2159 GWd/T)	182 días (68.4318 GWd/T)	273 días (102.648 GWd/T)	365 días (137.240 GWd/T)
K _{eff} 10	1.21771	1.16489	1.10951	1.0489	0.986809
Sigma 10 +	1.22541	1.17319	1.11039	1.04973	0.987699
Sigma 10 -	1.21694	1.16406	1.10863	1.04807	0.985919

Tabla 38: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 1200 K y 10 MWt caso 2.

UO₂ 30% 75MW

	0 días (0 GWd/T)	91 días (256.619 GWd/T)	182 días (513.238 GWd/T)	273 días (769.857 GWd/T)	365 días (1029.30 GWd/T)
K _{eff} 75	1.218	0.785065	0.534367	0.321065	0.0421807
Sigma 75 +	1.2188	0.785975	0.535407	0.322205	0.0441907
Sigma 75 -	1.2172	0.784155	0.533327	0.319925	0.0401707

Tabla 39: K_{eff} para un año de quemado del UO₂ al 30% a 1200 K y 75 MWt caso 2.

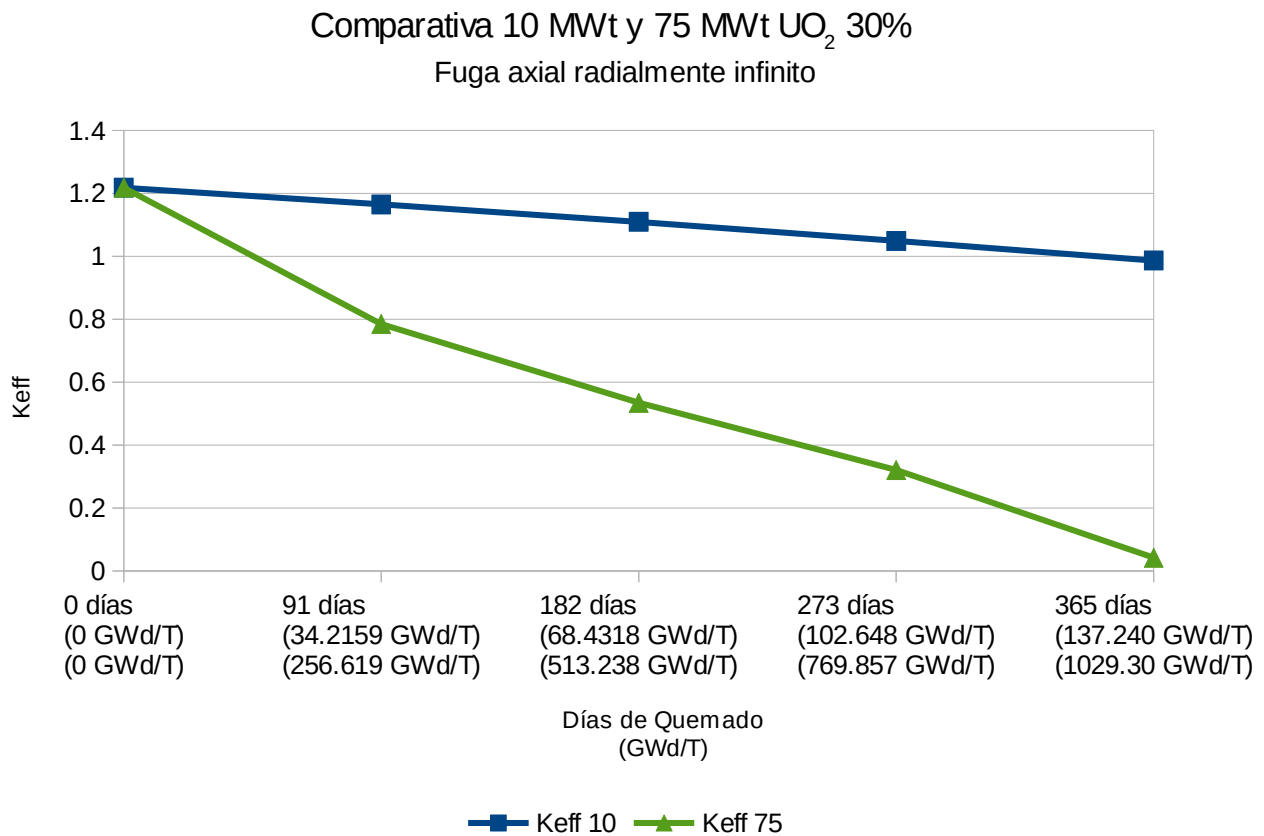


Figura 33: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt UO₂ 30% a 1200 K caso 2.

En la Figura 33 se ve que para una potencia de 10 MWt, se cumple que la k_{eff} es mayor a uno, salvo al final del año, donde la k_{eff} está por debajo de la criticidad sólo por centésimas. Otra cosa que se debe mencionar, es que, en comparación del caso a 300 K; el ciclo de quemado sí termina con una k_{eff} mayor a 1 para la potencia de 75 MWt.

Comparación final de casos

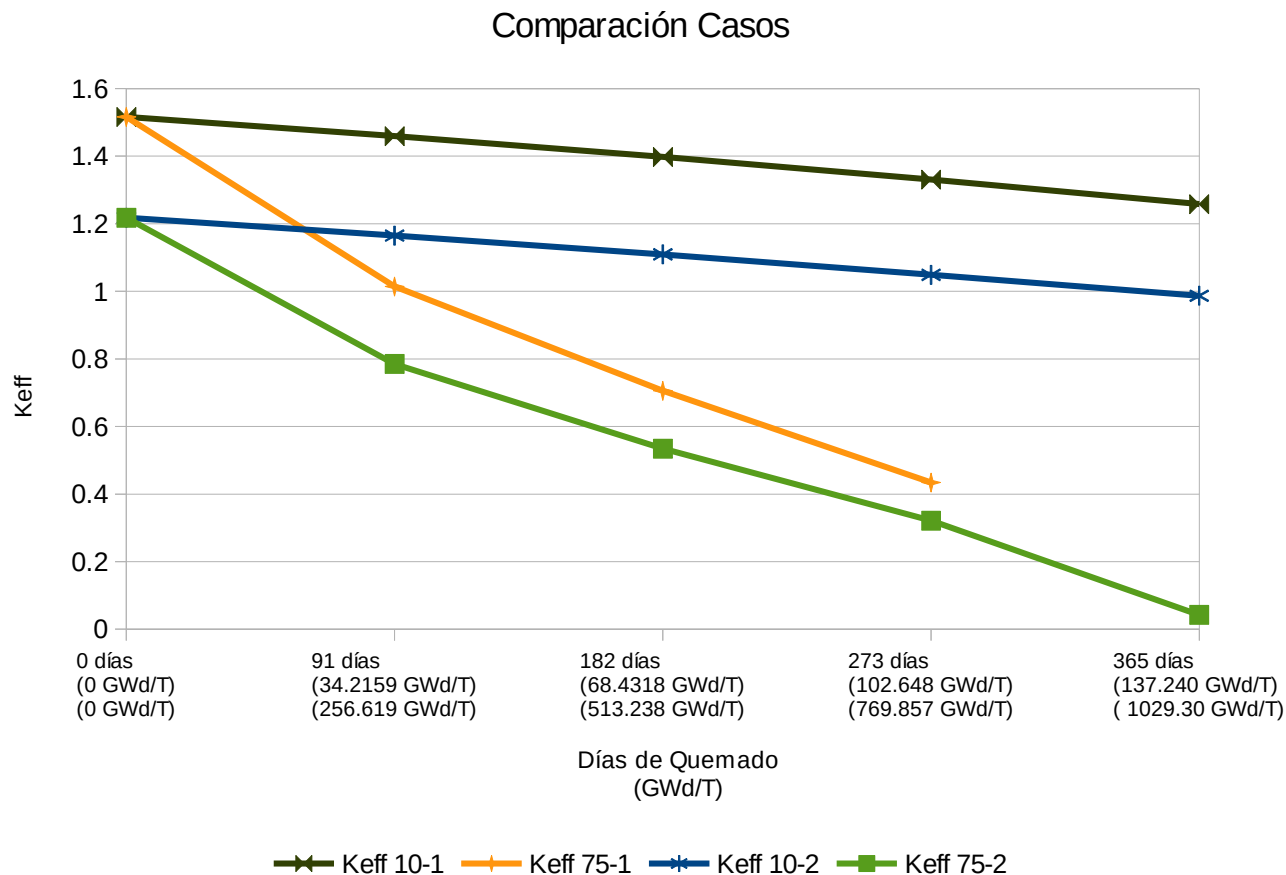


Figura 34: Gráfica comparativa de quemado entre 10 MWt y 75 MWt para ambos casos UO_2 30% a 1200 K.

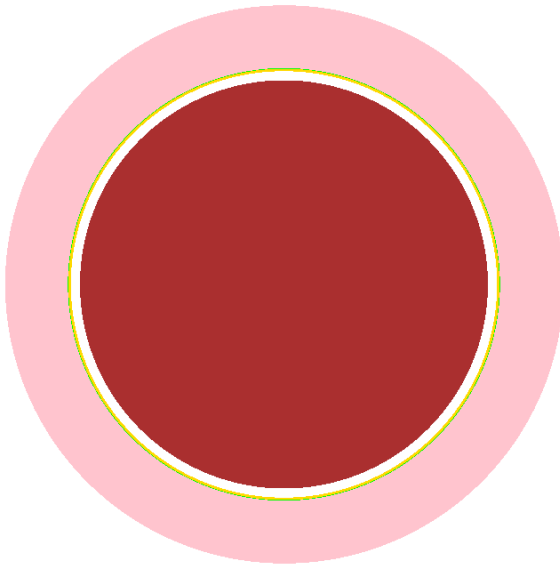
En la Figura 34 se ve la comparación de ambos casos para una temperatura de 1200 K. Los casos que cumplen con una k_{eff} supercrítica son para una potencia de 10 MWt.

4.2.3 Simulaciones con 169 pines de combustible

Las simulaciones de las secciones anteriores se realizarán con 90 pines de combustible, los cuales son los pines propuestos para usar un combustible cerámico. Sin embargo en un estudio²⁹ realizado, se utilizan 169 pines para el combustible MOX; que es el que se tenía pensado utilizar en un principio en lugar del UO_2 .

²⁹ Stefan Cerba, Branislav Vrban, Jakub Luley y otros, "Verification of spectral burn-up codes on 2D fuel assemblies of the GFR demonstrator ALLEGRO reactor", Nuclear Engineering and Design 267, 2014, pages 148-153.

La principal diferencia es la reducción del pitch con el aumento del número de pines, el cual es de 0.793 cm, el diámetro del pin de combustible también cambia, siendo de 0.655 cm. Las dimensiones propuestas son las siguientes.



	Material	Radio [cm]
	UO ₂	0.266
	He	0.2735
	W-Re	0.2755
	Re	0.276
	SiC	0.3275

Figura 35: Pin de combustible con nuevas dimensiones

Las simulaciones realizadas fueron para el primer caso de la celda ensamble, altura infinita radio infinito. En la Figura 36 se puede ver la nueva geometría.

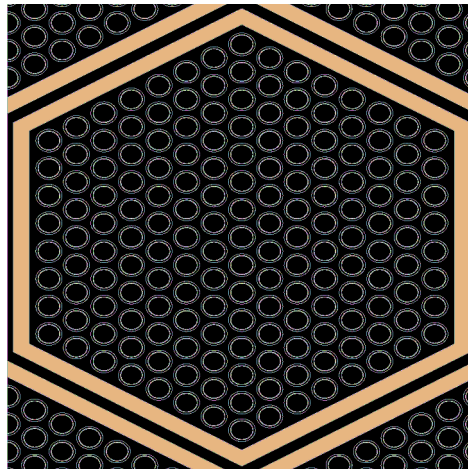


Figura 36: Celda ensamble de 169 pines de combustible

Altura Infinita Radio Infinito

UO₂ 20% 10MW, 300K, comparativa

	0 días (0 GWd/T) (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T) (28.9282 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T) (57.8563 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T) (86.7845 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T) (116.031 GWd/T)
Keff_90	1.29537	1.23519	1.17415	1.1154	1.05661
Keff_169	1.35447	1.30621	1.25686	1.20638	1.15717

Tabla 40: Comparativa Celda Ensamble a 10 MWt, 300 K para 90 y 169 pines

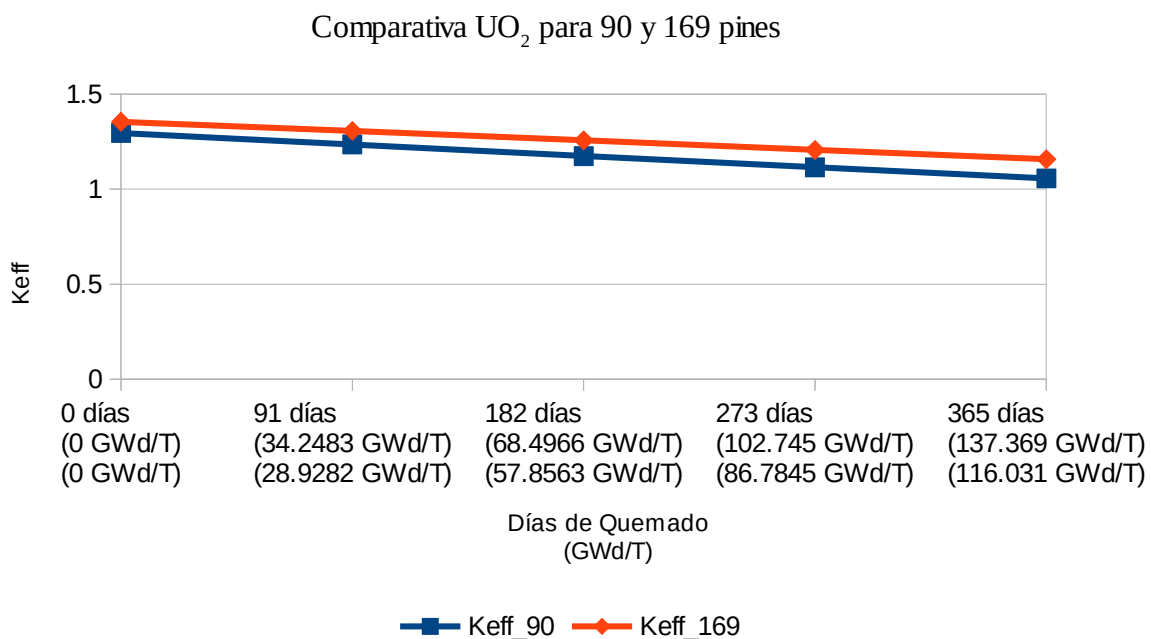


Figura 37: Comparativa UO₂ al 20% a 10 MWt y 300 K, para 90 y 169 pines

En la Figura 37 y Tabla 40 se observa que hubo un incremento en la reactividad, tomando como base el inicio del ciclo de quemado, el incremento fue de 3368 pcm. Este es un incremento significativo de reactividad y la principal causa es el aumento en la densidad de combustible que hay en la celda ensamble.

La simulación al igual que en secciones anteriores, también se llevó a cabo para la temperatura de operación de 1200 K.

Altura Infinita Radio Infinito

UO₂ 20% 10MW, 1200K, comparativa

	0 días (0 GWd/T) (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T) (28.9282 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T) (57.8563 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T) (86.7845 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T) (116.031 GWd/T)
Keff_90	1.28516	1.22772	1.17141	1.11544	1.061
Keff_169	1.34409	1.29791	1.25145	1.20593	1.15854

Tabla 41: Comparativa Celda Ensamble a 10 MWt, 1200 K para 90 y 169 pines

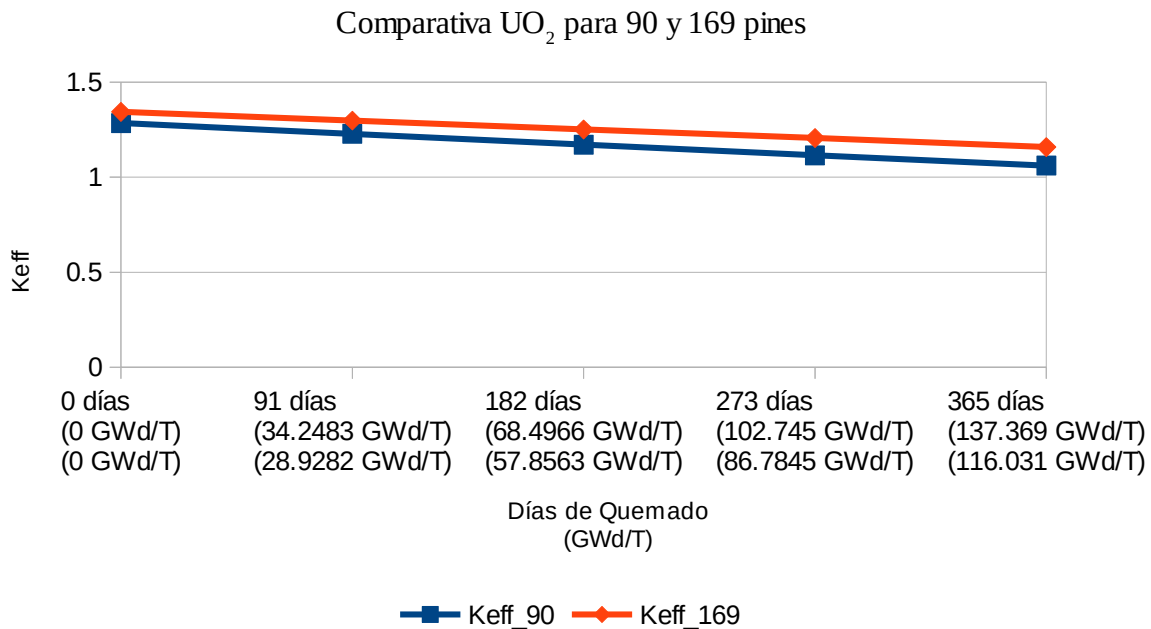


Figura 38: Comparativa UO₂ al 20% a 10 MWt y 1200 K, para 90 y 169 pines

De igual forma que para el caso a 300 K, en la Figura 38 y Tabla 41 se observa un incremento de 3411 pcm en reactividad en el inicio del ciclo de quemado. El coeficiente Doppler para 169 pines, tomando como base el inicio del ciclo de quemado es de 0.8515 pcm/K.

4.3 Simulación del Núcleo de ALLEGRO

Con los resultados de las simulaciones de la celda ensamblada, podemos tener una idea del comportamiento que tendrá el núcleo completo con los diferentes combustibles. Sin embargo, se debe considerar que la simulación del núcleo completo es la más real, debido a que la condición de frontera es fuga; tanto axial como radial.

Para las simulaciones se tomará en cuenta el último reporte de avance del GFR publicado

por el GIF³⁰. En el reporte se menciona el cambio de potencia de 75 MWt, que es la potencia a la que se había planeado funcionara el ALLEGRO, a una potencia de 10 MWt con UO₂ como combustible en vez de MOX.

Las simulaciones se realizaron para el UO₂ enriquecido al 20% y 30% en U235, con una temperatura de 1200 K y condición de fuga, es decir, fuga tanto axial como radial; y vacío después del blindaje. La potencia que se utilizó es de 10 MWt.

Se espera que el valor de la k_{eff} se mantenga por encima del valor de criticidad para mantener al reactor súpercrítico. Esto debido a la capa externa de reflector que existe alrededor de los ensambles de combustible. Sin embargo, en la simulación de la celda ensamble de fuga axial - radialmente infinita el valor de la k_{eff} disminuyó respecto al primer caso de altura infinita - radialmente infinita. Por lo que al tener la condición de fuga total puede que el valor de la k_{eff} sea mucho menor, por lo cual queda ver si la capa de reflector propuesta para el ALLEGRO cumple su función.

4.3.1 Resultados quemado núcleo ALLEGRO

- **Comparación entre UO₂ al 20% y 30% de enriquecimiento en U235**

Núcleo ALLEGRO UO₂ 20%

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T)
Keff 20%	0.853957	0.801747	0.757411	0.712389	0.674527
Sigma +	0.854957	0.802827	0.758471	0.713479	0.675687
Sigma -	0.852957	0.800667	0.756351	0.711299	0.673367

Tabla 42: K_{eff} del Núcleo ALLEGRO con UO₂ al 20%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.

Núcleo ALLEGRO UO₂ 30%

	0 días (0 GWd/T)	91 días (34.2159 GWd/T)	182 días (68.4318 GWd/T)	273 días (102.648 GWd/T)	365 días (137.240 GWd/T)
Keff 30%	1.03866	0.987417	0.934601	0.881321	0.822265
Sigma +	1.03967	0.988457	0.935591	0.882321	0.823305
Sigma -	1.03765	0.986377	0.933611	0.880321	0.821225

Tabla 43: K_{eff} del Núcleo ALLEGRO con UO₂ al 30%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.

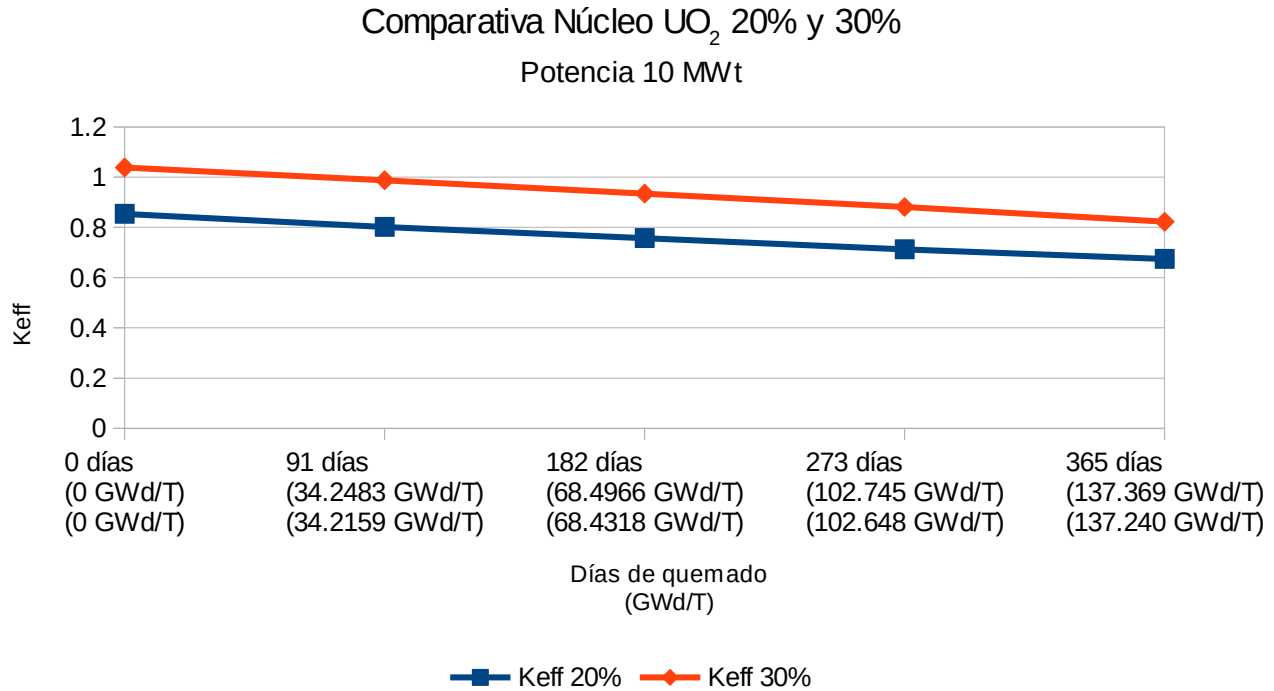


Figura 39: Comparación de quemado del núcleo con UO₂ al 20% y 30% a 1200 K.

Como se puede apreciar en la Figura 35, el valor de la k_{eff} decae rápidamente. Para el enriquecimiento del UO₂ al 20% ni siquiera se logra empezar el ciclo de quemado con una k_{eff} crítica. Para el caso de del UO₂ al 30% la k_{eff} sí empieza siendo supercrítica, pero a los 91 días de quemado su valor disminuye por debajo del valor de criticidad.

4.3.2 Resultados quemado núcleo ALLEGRO modificado

De la sección anterior se puede ver, que la configuración actual del núcleo junto con el UO₂ enriquecido al 20% y 30%, no logra mantener la k_{eff} con un valor mayor a uno para mantener al reactor supercrítico.

Por lo que se añadirá un anillo más de combustible y uno de reflector, quitando uno de blindaje. Esto con el fin de ver si al añadir un anillo más de combustible se logra mantener la k_{eff} mayor a uno durante el año de quemado. No se realizaron modificaciones en las dimensiones.

En la Figura 36 se muestra la modificación al núcleo.

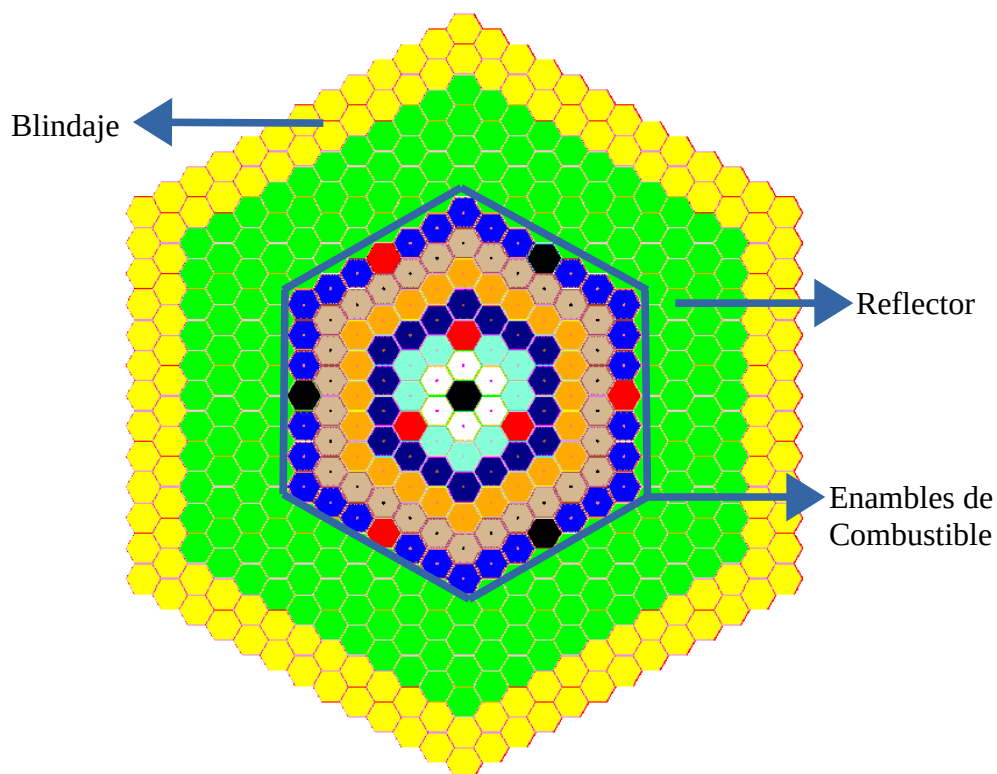


Figura 40: Geometría del Núcleo del ALLEGRO modificado.

• **Comparación entre UO_2 al 20% y 30% de enriquecimiento en U235**

Núcleo ALLEGRO UO_2 20%

	0 días (0 GWd/T)	91 días (25.4667 GWd/T)	182 días (50.9333 GWd/T)	273 días (76.4 GWd/T)	365 días (102.147 GWd/T)
Keff 20%	0.892219	0.854387	0.8174	0.782073	0.749328
Sigma +	0.893249	0.855427	0.81843	0.783093	0.750338
Sigma -	0.891189	0.853347	0.81637	0.781053	0.748318

Tabla 44: K_{eff} del Núcleo ALLEGRO modificado con UO_2 al 20%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.

Núcleo ALLEGRO UO_2 30%

	0 días (0 GWd/T)	91 días (25.4426 GWd/T)	182 días (50.8852 GWd/T)	273 días (76.3277 GWd/T)	365 días (102.050 GWd/T)
Keff 30%	1.08671	1.04534	1.00646	0.964294	0.921048
Sigma +	1.08763	1.04626	1.00746	0.965304	0.922108
Sigma -	1.08579	1.04442	1.00546	0.963284	0.919988

Tabla 45: K_{eff} del Núcleo ALLEGRO modificado con UO_2 al 30%, a temperatura de 1200 K y 10 MWt.

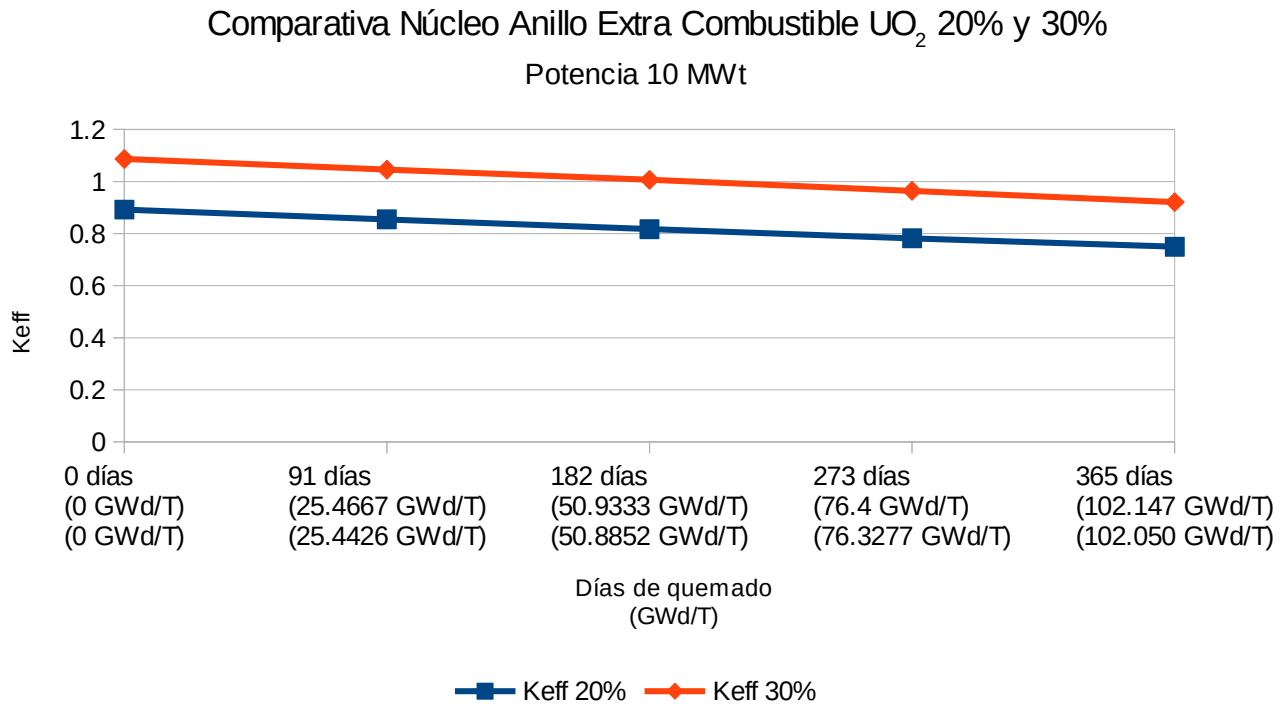


Figura 41: Comparación de quemado del núcleo modificado con UO₂ al 20% y 30% a 1200 K.

Con la modificación realizada al núcleo se puede apreciar que, a pesar de haber añadido un anillo más de combustible y uno de reflector, la k_{eff} para un enriquecimiento del 20% sigue sin terminar el año de quemado con un valor menor a uno.

Para el caso del UO₂ al 30% se tiene un mejor desempeño. La k_{eff} se mantiene mayor a uno hasta los 182 días de quemado, sin embargo, después de ese periodo de tiempo la k_{eff} es menor a uno; por lo que el reactor se vuelve subcrítico.

4.3.3 Resultados quemado núcleo ALLEGRO con 169 pines de combustible

Cómo se observó en la sección 4.2.3, al aumentar el número de pines la reactividad en el reactor mejoró bastante. Por esta razón se realizó el quemado del núcleo con esta modificación, todo esto para el UO₂ al 20% de enriquecimiento de U235, 10 MWt y 1200 K.

En la Tabla 46 se muestra una comparativa de los resultados con 90 pines vs 169 pines.

Núcleo Completo

1200K, 10 MWt, UO₂ al 20%, comparativa

	0 días (0 GWd/T) (0 GWd/T)	91 días (34.2483 GWd/T) (28.9282 GWd/T)	182 días (68.4966 GWd/T) (57.8563 GWd/T)	273 días (102.745 GWd/T) (86.7845 GWd/T)	365 días (137.369 GWd/T) (116.031 GWd/T)
Keff_90	0.853957	0.801747	0.757411	0.712389	0.674527
Keff_169	0.92708	0.885404	0.846695	0.805587	0.768618

Tabla 46: Comparativa quemado núcleo ALLEGRO 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.

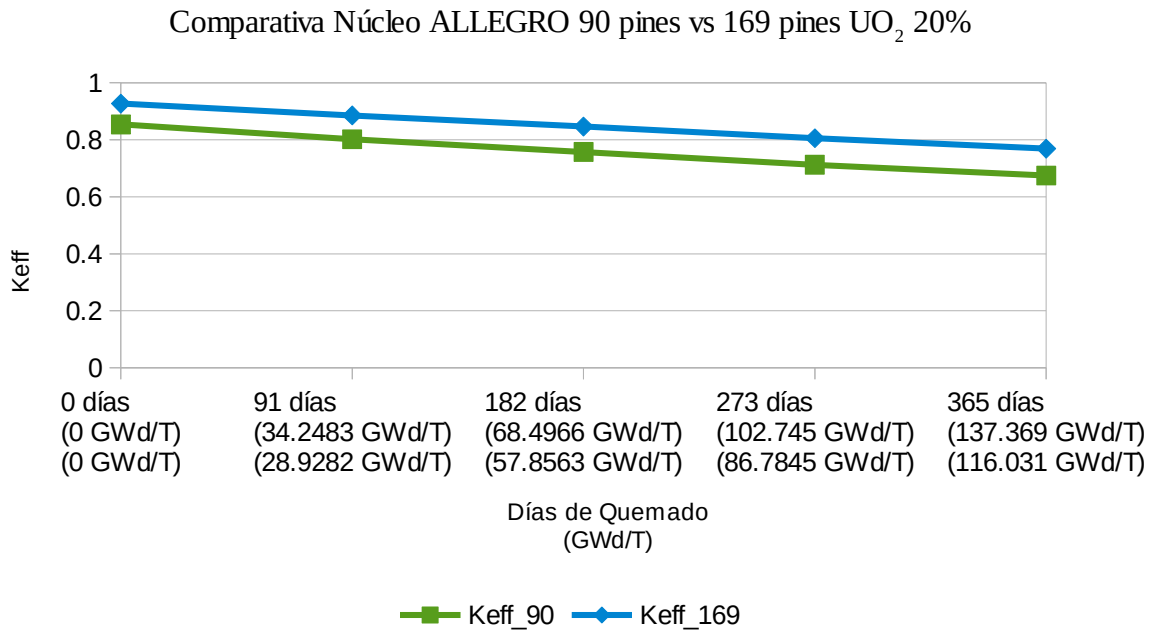


Figura 42: Gráfica comparativa quemado núcleo ALLEGRO 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.

Como era de esperarse de los resultados de las simulaciones de la celda ensamble con 169 pines con altura infinita radio infinito, la k_{eff} para el caso de núcleo con 169 pines también aumentó significativamente, aunque es menor todavía a uno debido a que la condición de simulación es fuga.

Tomando como base el inicio del ciclo de quemado, tenemos que el aumento de reactividad es de 9236.3 pcm.

4.3.4 Resultados quemado núcleo ALLEGRO modificado con 169 pines de combustible

Al igual que en la sección 4.3.2 se realizó la simulación con 169 pines para el mismo modelo de la Figura 40. Como en el caso de 90 pines, se espera un incremento en el valor de la k_{eff} .

En la Tabla 47 se presentan los resultados obtenidos de 90 pines vs 169 pines de combustible.

Núcleo Completo Modificado

1200K, 10 MWt, UO₂ al 20%, comparativa

	0 días (0 GWd/T)	91 días (25.4667 GWd/T)	182 días (50.9333 GWd/T)	273 días (76.4 GWd/T)	365 días (102.147 GWd/T)
Keff_90	0.892219	0.854387	0.8174	0.782073	0.749328
Keff_169	0.968389	0.935523	0.90375	0.874728	0.844308

Tabla 47: Comparativa quemado núcleo ALLEGRO modificado 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.

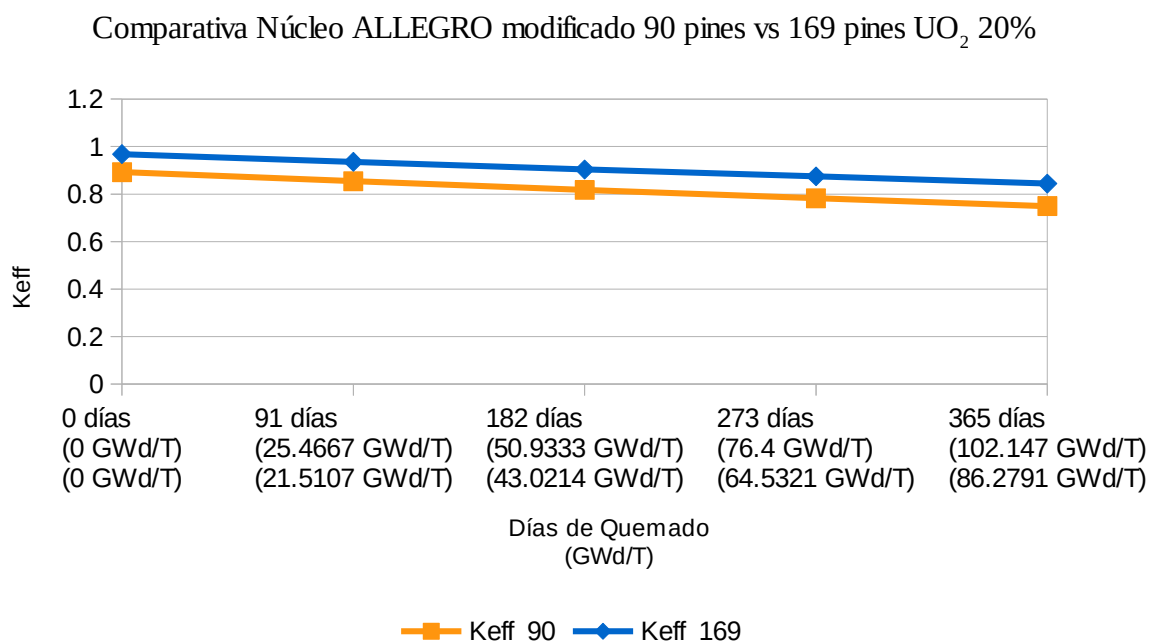


Figura 43: Gráfica comparativa quemado núcleo ALLEGRO modificado 90 pines vs 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.

De la Tabla 47 y Figura 43, observamos un incremento en el valor de la k_{eff} aunque ésta sigue siendo menor a uno. El incremento en reactividad respecto al núcleo original para el caso de 169 pines al inicio del ciclo es de 4601.2 pcm, el cual es un aumento muy significativo.

Con la modificación del núcleo del ALLEGRO y los 169 pines de combustible en el ensamble, se esperaba que la k_{eff} fuera mayor a uno.

4.3.5 Resultados quemado núcleo ALLEGRO segunda modificación con 169 pines de combustible

En la sección anterior, se esperaba que el valor de la k_{eff} llegará a mantenerse supercrítica con la modificación realizada al núcleo. Aunque su valor estaba cerca de la criticidad, se planea ahora realizar una segunda modificación al núcleo.

Se añadió otro anillo más de combustible, quitando uno de reflector y manteniendo los anillos de blindaje. En la Figura 44 se muestra el núcleo del ALLEGRO con su segunda modificación.

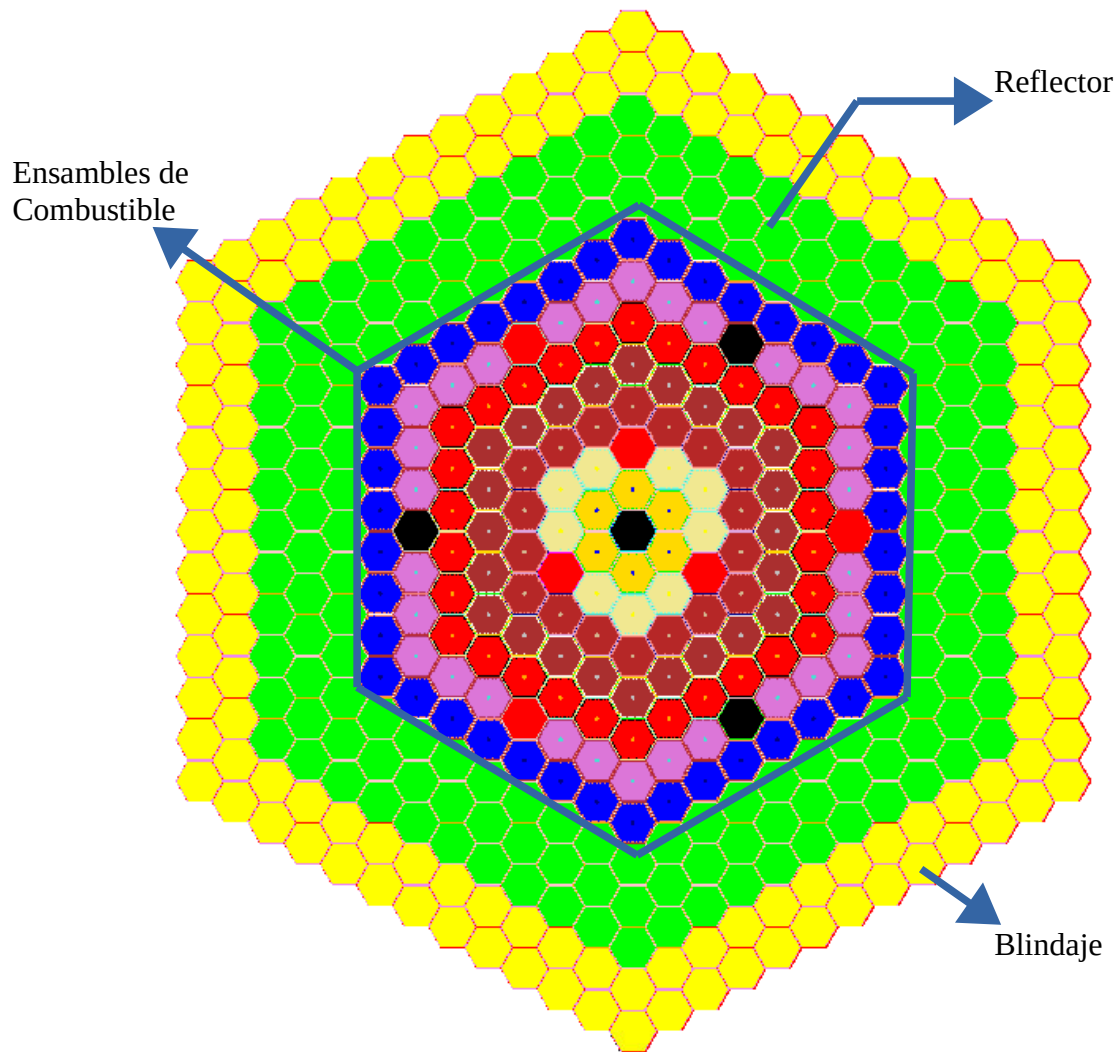


Figura 44: Segunda modificación al Núcleo del ALLEGRO.

Se espera que con esta modificación, se logre mantener la k_{eff} supercrítica si bien no todo el ciclo de quemado, si gran parte de él. En la Tabla 48 se muestra los resultados obtenidos.

Núcleo Completo Segunda Modificación

1200K, 10 MWt, UO₂ al 20%, 169 pines

	0 días (0 GWd/T)	91 días (15.8286 GWd/T)	182 días (31.6572 GWd/T)	273 días (47.4859 GWd/T)	365 días (63.4884 GWd/T)
K_{eff}	0.996436	0.972383	0.951291	0.926036	0.903481

Tabla 48: Quemado núcleo ALLEGRO segunda modificación 169 pines, a 10 MWt y 1200 K.

De la Tabla 48 se observa el incremento de la k_{eff} respecto al núcleo con la primera modificación. Tomando como base el inicio del ciclo de quemado, el incremento en reactividad fue de 2906.6 pcm. Sin embargo, no se consiguió lograr que la k_{eff} fuera supercrítica incluso al inicio del ciclo de quemado.

5. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

A continuación se presentan las Tablas 49 y 50, donde se muestra un resumen de los resultados obtenidos tanto para las celdas ensambladas, como para el núcleo del ALLEGRO.

Casos	300 K					1200 K				
	0 días	91 días	182 días	273 días	365 días	0 días	91 días	182 días	273 días	365 días
(U,Pu)C-1-10	1.10804	0.943706	0.824024	0.736422	0.668296	1.0911	0.943364	0.83399	0.754154	0.689774
(U,Pu)C-1-75	1.1067	0.497792	0.0489475			1.0912	0.512031	0.0483408		
(U,Pu)C-2-10	0.846847	0.720923	0.628575	0.5574	0.503166	0.83568	0.721035	0.634628	0.572486	0.519409
(U,Pu)C-2-75	0.846144	0.370694	0.0353681			0.835084	0.380761	0.0345211		
Óxido U-Pu-1-10	0.929909	0.974766	1.00174	1.00976	1.00752	0.917904	0.973773	1.00534	1.01774	1.01666
Óxido U-Pu-1-75	0.930773	0.916157	0.69187	0.385502	0.034577	0.918525	0.930467	0.703146	0.390568	0.0345108
Óxido U-Pu-2-10	0.732069	0.759514	0.775608	0.780166	0.777286	0.721366	0.760508	0.778933	0.788726	0.785714
Óxido U-Pu-2-75	0.730648	0.704909	0.526655	0.288026		0.721594	0.715946	0.535585	0.292908	
UO ₂ 20%-1-10	1.29537	1.23519	1.17415	1.1154	1.05661	1.28516	1.22772	1.17141	1.11544	1.061
UO ₂ 20%-1-75	1.29523	0.894169	0.698189	0.411993	0.0474534	1.28503	0.905003	0.707847	0.417686	0.0477592
UO ₂ 20%-2-10	1.01788	0.963598	0.911918	0.861873	0.814705	1.00833	0.96016	0.910149	0.861732	0.816879
UO ₂ 20%-2-75	1.01773	0.683733	0.525867	0.303678		1.00923	0.694999	0.534323	0.309124	
UO ₂ 30%-1-10	1.52184	1.46502	1.40245	1.33384	1.25995	1.51617	1.45932	1.39778	1.33083	1.25814
UO ₂ 30%-1-75	1.52187	1.01074	0.69589	0.428457	0.0593783	1.51626	1.01429	0.705771	0.433818	
UO ₂ 30%-2-10	1.2222	1.16904	1.1111	1.05034	0.98773	1.21771	1.16489	1.10951	1.0489	0.986809
UO ₂ 30%-2-75	1.22376	0.780295	0.526754	0.315985		1.218	0.785065	0.534367	0.321065	0.0421807

Tabla 49: Resumen de resultados de la k_{eff} para la celda ensamblada.

En la Tabla 49 se puede observar, que las únicas composiciones combustibles que logran mantener una k_{eff} supercrítica durante 365 días de trabajo, son el UO₂ al 20% y 30% de enriquecimiento. Estos resultados son para el caso uno, a ambas temperaturas y para una potencia de 10 MWt.

Al comparar los resultados UO₂ del caso uno con el caso dos, se observa que para un 20% el reactor se vuelve subcrítico a los 91 días de trabajo. Mientras que para un enriquecimiento de 30% llega a los 273 días de operación.

	0 días	91 días	182 días	273 días	365 días
Núcleo-20%	0.853957	0.801747	0.757411	0.712389	0.674527
Núcleo-30%	1.03866	0.987417	0.934601	0.881321	0.822265
Núcleo-2-20%	0.892219	0.854387	0.8174	0.782073	0.749328
Núcleo-2-30%	1.08671	1.04534	1.00646	0.964294	0.921048

Tabla 50: Resumen de k_{eff} para el núcleo completo, a 1200 K y 10 MWt.

Como se mencionó en el capítulo anterior, se esperaba que la k_{eff} para el núcleo completo no llegara a ser supercrítica durante los 365 días de trabajo. Esto debido a que como se discutió en los resultados de la Tabla 49, al hacer que las condiciones de simulación fueran más reales, es decir, condición de fuga el valor de la k_{eff} disminuiría como era de esperarse.

En la Tabla 50 se observa que los resultados de la k_{eff} del núcleo (Núcleo-20% y Núcleo-30%) no llegan a ser siquiera críticos, salvo para el Núcleo-30% al inicio del ciclo de quemado.

Sin embargo, al haber realizado la modificación del núcleo se observa que para el caso Núcleo-2-30% la k_{eff} es supercrítica durante 273 días de trabajo.

Resumen de Resultados para 169 pines de combustible y segunda modificación del núcleo del ALLEGRO

En las Tablas 49 y 50 se muestra el resumen de los resultados de la celda ensamble y el núcleo para diferentes casos. Ahora se mostrará un resumen de la celda ensamble y el núcleo con 169 pines de combustible.

Casos	300 K					1200 K				
	0 días	91 días	182 días	273 días	365 días	0 días	91 días	182 días	273 días	365 días
Keff 90	1.29537	1.23519	1.17415	1.1154	1.05661	1.28516	1.22772	1.17141	1.11544	1.061
Keff 169	1.35447	1.30621	1.25686	1.20638	1.15717	1.34409	1.29791	1.25145	1.20593	1.15854

Tabla 51: Resumen de resultados de la k_{eff} para la celda ensamble para 90 y 169 pines.

De la Tabla 51 observamos que todos los valores de k_{eff} son supercríticos, las simulaciones fueron hechas para el UO_2 al 20% de enriquecimiento en U_{235} como combustible para el ensamble de altura infinita y radio infinito.

Lo anterior debido a que con la modificación de los pines, se lograría tener el exceso de reactividad necesario para mantener el valor de la k_{eff} supercrítico durante todo el ciclo de quemado, debido a que con 90 pines de combustible al realizar las simulaciones del núcleo completo no se logró obtener una k_{eff} supercrítica.

Ahora se mostrarán los resultados de la k_{eff} para el quemado del núcleo del ALLEGRO con 169 pines de combustible con UO_2 al 20%.

	0 días	91 días	182 días	273 días	365 días
Núcleo Original y Modificado (Mod), 90 y 169 pines combustible					
Keff_90	0.853957	0.801747	0.757411	0.712389	0.674527
Keff_169	0.92708	0.885404	0.846695	0.805587	0.768618
Keff_90_Mod	0.892219	0.854387	0.8174	0.782073	0.749328
Keff_169_Mod	0.968389	0.935523	0.90375	0.874728	0.844308
Núcleo Segunda Modificación, 169 pines combustible					
Keff_169	0.996436	0.972383	0.951291	0.926036	0.903481

Tabla 52: Resumen quemado núcleo para 169 pines

De la Tabla 52 se observa que en ningún caso se obtuvo una k_{eff} mayor a uno, a pesar de haber modificado los pines de combustible e incluso haber realizado una segunda modificación al núcleo del ALLEGRO. Comparando respecto al caso del UO_2 al 30% de enriquecimiento en el núcleo modificado, sí se logró llegar hasta los 182 días de operación con una k_{eff} supercrítica.

Esto nos indica que si se quiere utilizar UO_2 al 20% de enriquecimiento, se debe aumentar todavía más la densidad de combustible en el reactor, ya sea aumentando más la cantidad de combustible por ensamble o aumentando la cantidad de ensambles en el núcleo

5.1 Modelo Homogéneo y Heterogéneo

Respecto a las simulaciones de la Tabla 2 donde se realizó la simulación del núcleo completo para diferentes casos, uno de los puntos que se trató fue ver el comportamiento de la k_{eff} respecto a un modelo homogéneo y heterogéneo.

Estos modelos dieron resultados semejantes, por que el núcleo tiene las varillas cercanas y los neutrones rápidos viajan grandes distancias, es decir, las interacciones con el material combustible son prácticamente iguales. Lo que sí es importante es que se mantuviera la proporción de átomos en el medio combustible. Esto quiere decir que los modelos tienen un espectro muy similar a través de todo el rango de energía para la tasa de reacción "Sección eficaz x flujo" para los elementos en las diversas composiciones.

5.2 Variación de k_{eff} con la Temperatura de 300 K a 1200 K

Tomando el caso del UO_2 20%-1-10 de la Tabla 44, se observa que la diferencia neta de reactividad respecto a la temperatura a los 0 días de quemado es de 613.30 pcm, y para el caso UO_2 30%-1-10 de igual forma a los 0 días de quemado la diferencia neta de reactividad es de 245.73 pcm.

Como se observa, la diferencia neta en reactividad es mucho menor para un enriquecimiento al 30%, aunque sigue siendo significativo. Esto debido al mayor enriquecimiento en el combustible lo que ocasiona una mayor tasa de fisión, además de disminuir la concentración de U^{238} que es el factor principal en la diferencia de la reactividad debida a la temperatura.

Este cambio es debido a que al aumentar la temperatura del combustible el pico de la

resonancia de la sección eficaz de captura del U-238, principalmente, disminuye pero se ensancha, lo que ocasiona que abarque un rango mayor en el espectro de energía, y por ende aumente la probabilidad de captura por resonancia para los neutrones.

5.3 Variación de k_{eff} respecto a la Potencia

Las simulaciones se realizaron para potencias de 75 MWt y 10 MWt y para ambas temperaturas. Uno de los resultados observables, es el comportamiento de la k_{eff} respecto a cada una de las potencias.

Como se puede observar en la Tabla 44 para la celda ensamble, con diversas composiciones de combustible, la caída de la k_{eff} es más pronunciada para una potencia de 75 MWt; incluso se observa que en algunos casos la simulación no termina debido a que no había suficiente material fisible para seguir llevando a cabo el quemado.

Esto es debido a que a 75 MWt hay una mayor densidad de potencia, lo que se traduce en un mayor flujo neutrónico y por ende una tasa de fisiones mayor, lo que produce un mayor quemado del combustible y por lo tanto una mayor disminución de la reactividad.

5.4 Variación de k_{eff} respecto a Cría vs Quemado

La k_{eff} cae rápidamente debido a que a pesar de que se está generando combustible dentro del núcleo, éste también se va quemando debido a la alta tasa de fisión que existe dentro del núcleo.

Aunque algunos casos como el Óxido U-Pu-1-10 de la Tabla 44, se observa que para 91 días de quemado la k_{eff} va aumentando, siendo supercrítica a los 182 días de quemado. Lo que indica que se está produciendo material combustible creando un exceso de combustible en el núcleo y por ende un aumento en la reactividad.

CONCLUSIONES

El presente trabajo tuvo la finalidad de corroborar el diseño del reactor experimental ALLEGRO. Se había propuesto utilizar MOX³¹ como el material combustible, sin embargo, por las dificultades para manejar combustibles con plutonio, en la última reunión del GIF³², se decidió utilizar UO₂ como combustible en vez del MOX. También se propuso pasar de una potencia de 75 MWt a una de 10 MWt. Estos dos cambios fueron estudiados en el presente trabajo.

Los cálculos fueron realizados para 10 MWt y 75 MWt, y a las temperaturas de 300 K y 1200 K para cada caso. Se probaron diferentes enriquecimientos de U235 del uranio en el combustible. Se inició probando un diseño que contiene 90 pines en el ensamble.

31 Stainsby Richard, "The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)", GIF Symposium, 19 de Marzo 2015, pag 32.

32 Ibidem.

De las simulaciones de la celda ensamble se pudo concluir que el único combustible que puede mantener al reactor supercrítico durante los 365 días de trabajo, fue UO_2 al 20% y 30% de enriquecimiento en U^{235} a 10 MWt de potencia y ambas temperaturas, para el caso de celda totalmente reflejada.

Con estos resultados se decidió utilizar el UO_2 al 30% de enriquecimiento para la simulación del núcleo del ALLEGRO, en comparación con el UO_2 al 20% de enriquecimiento; ambos casos a la temperatura de operación de 1200 K. De los resultados que se obtuvieron se pudo constatar que a pesar de que la k_{eff} se mantuvo arriba de uno en las simulaciones de la celda ensamble reflejada, no sucede lo mismo con el modelo del núcleo completo, en el que se usan dimensiones finitas y se describen las zonas de reflector y blindaje.

Debido a lo anterior se vio la manera de mejorar el valor de la k_{eff} modificando la geometría y dimensiones de los componentes del núcleo. Se añadió un anillo más de combustible y de reflector, quitando uno de blindaje, con el fin de ver si existía alguna ventaja realizando esta modificación.

Con la modificación anterior, para el caso del reactor de 10 MWt, el UO_2 al 20% no logra tener una k_{eff} mayor a uno durante el año de quemado. En el caso del UO_2 al 30% la k_{eff} se mantiene arriba de uno los primeros 182 días, después de este tiempo su valor cae por debajo de uno.

Es claro que utilizar un enriquecimiento tal alto (30%) puede que no sea una opción viable si se intenta llevar a cabo, por esa razón se modificaron las dimensiones de los pines de combustible y su número, para poder tener una mayor densidad de material combustible y utilizar un enriquecimiento menor.

Con los 169 pines, para el caso de la celda ensamble de altura infinita y radio infinito, se obtuvieron mejores resultados, obteniendo un aumento en reactividad significativo con el UO_2 al 20% de enriquecimiento. Sin embargo, al haber realizado la simulación del núcleo completo la k_{eff} aún seguía siendo subcrítica, incluso con el núcleo modificado no se logró alcanzar la criticidad.

Se modificó una segunda vez el núcleo del reactor para ver si con esto se lograba obtener la k_{eff} supercrítica. Con esto hubo un aumento en la reactividad, sin embargo no se alcanzó una k_{eff} supercrítica, sólo valores cercanos a la criticidad sin llegar a ser ésta crítica.

Como conclusión, se puede decir que el diseño actual del ALLEGRO no podría ser supercrítico durante 365 días de operación si se utiliza UO_2 como combustible, tal vez con un enriquecimiento superior a 30% se podría lograr. Sin embargo, el uso de un alto enriquecimiento tendría que caer en el rango de HEU; el cual ya es considerado uranio de grado armamentista. La opción más viable es incrementar la densidad de material combustible en el núcleo aumentando ésta en el ensamble combustible o aumentando el número de ensambles en el núcleo o bien ambas.

También al haber utilizado otras composiciones de combustibles como el (U,Pu)C y el óxido U-Pu, se pudo ver que con la configuración y las dimensiones presentes, no se puede mantener la k_{eff} mayor a uno. Aunque de la Tabla 44 se observa que para el Óxido de U-Pu, en el caso uno y para ambas temperaturas, la k_{eff} a los 182 días de trabajo se vuelve supercrítica. Esto es debido a que se empieza a generar más combustible del que se consume. Sin embargo, para el caso dos esto ya no se cumple y el reactor es subcrítico.

El estudio cumplió con el objetivo de analizar el comportamiento neutrónico del núcleo del reactor ALLEGRO con las diferentes composiciones de combustibles, y ver si la propuesta del UO_2 como combustible es una buena alternativa. Lo cual deja ver que se necesitaría un gran enriquecimiento del uranio para que operara durante 365 días a una potencia de 10 MWt o bien, un aumento en la densidad de material combustible como se hizo en este caso con más pines de combustible y más ensamblajes combustible en el núcleo. Sin embargo, por tratarse de un reactor con fines de investigación, puede ser suficiente que opere cierta cantidad de horas necesarias para realizar las pruebas termohidráulicas que se pretenden realizar.

BIBLIOGRAFÍA

1. GEN-IV International Forum, “*Annual Report 2014*”, pag 79.
2. GEN-IV International Forum, “*Technology Roadmap Update for Generation Four Nuclear Energy Systems*”, 2014.
3. ALLEGRO Project, Branislav Hatala, “*SES 2012*”, 27 September 2012, Bratislava.
4. BK McDowell, MR Mitchel, JR Nickolaus, GL Swearingen y R Pugh, “*High Temperature Gas Reactors: Assessment of Applicable Codes and Standards*”, Pacific Northwest National Laboratory, 2011.
5. Massaud T. Simnad, “*The Early History of High Temperature Helium Gas Cooled Nuclear Power Reactors*”, University of California, San Diego, 1991.
6. Stefan Cerba, Branislav Vrban, Jakub Lüley y otros, “*Verification of spectral burn-up codes on 2D fuel assemblies of the GFR demonstrator ALLEGRO reactor*”, Nuclear Engineering and Design 267, 2014, pages 148-153.
7. Zoltan Perko, Sandro Pelloni, Konstantin Mikityuk, Jiri Krepel, Mate Szieberth y otros, “*Core Neutronics Characterization of the GFR2400 Gas Cooled Fast Reactor*”, Progress In Nuclear Energy 83 (2015) 460 - 481.
8. W.F.G van Rooijen, “*Gas Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook*”, Georgia Institute of Technology, 2009.
9. Ladislav Belovsky, “*He Cooled Fast Reactor Demonstrator*”, Nordic Gen 4 Seminar, Finlandia, 2014, pag 19.
10. CEA, “*Tripoli-4 Version 8 User Guide*”, Saclay, 2013, pag 20.
11. CEA, “*Tripoli-4 Version 8 User Guide*”, Saclay, 2013, pag 42.
12. CEA, “*Tripoli-4 Version 8 User Guide*”, Saclay, 2013, pag 129.
13. Jaakko Leppänen, “*Serpent's User Manual*”, Finlandia, 2013, pag 19.
14. Juan Luis François, “*Análisis de Reactores Nucleares: El Método de Monte Carlo para la Solución de la Ecuación de Transporte*”, Facultad de Ingeniería UNAM.

15. López Solís Roberto Carlos, "Diseño Neutrónico de un Reactor Nuclear Rápido de Onda Viajera", Tesis de Maestría en Ingeniería, Facultad de Ingeniería UNAM, 2010.
16. GIF Symposium ICONE 23, "The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)", 2015, pag 32.
17. GEN IV International Forum, "The Gas Cooled Fast Reactor", GIF Symposium, Marzo 2015, Chiba, Japón.
18. Stainsby Richard, "The Gas Cooled Fast Reactor (GFR)", GIF Symposium, 19 de Marzo 2015, Chiba, Japón.
19. The Generation IV International Forum. Revisado en Marzo 2016: www.gen-4.org
20. Nuclear Energy Agency. Revisado en Febrero 2016: <https://www.oecd-neo.org/tools/abstract/detail/nea-1716>
21. Serpent, a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. Revisado en Febrero 2016: <http://montecarlo.vtt.fi/>
22. Wikipedia, the free encyclopedia. Nuclear engineering computer codes. Revisado Febrero 2016: https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_engineering_computer_codes
23. Wikipedia, the free encyclopedia. Gas-cooled reactor. Revisado Abril 2016: https://en.wikipedia.org/wiki/Gas-cooled_reactor
24. Wikipedia, the free encyclopedia. Advanced Gas-cooled reactor. Revisado Abril 2016: https://en.wikipedia.org/wiki/Advanced_gas-cooled_reactor
25. The Generation IV International Forum. Generation IV Goals. Revisado en Marzo 2016: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals
26. United States Nuclear Regulatory Commission. Computer Codes. Revisado en Febrero 2016: <http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/safetycodes.html>
27. Nuclear Energy Agency. The JEFF Nuclear Data Library. Revisado en Marzo 2016: <https://www.oecd-neo.org/dbdata/jeff/>

LISTA DE ACRÓNIMOS

- AGR - Reactor Avanzado Enfriado por Gas
- CEA - Comisión de Energía Atómica y Energías Alternativas
- ENDF - Archivo de Datos Nucleares Evaluados
- ETDR - Reactor de Demostración de Tecnología Experimental
- GIF - Foro internacional de cuarta generación
- GFR - Reactor Rápido de Gas
- HTTR - Reactor de Prueba de Alta Temperatura
- JEFF - Unión de Archivos Evaluados de Fisión y Fusión
- JENDL - Biblioteca Japonesa de Datos Nucleares Evaluados
- MAAP - Programa Modular de Análisis de Accidentes
- MCNP - Código de Transporte Monte Carlo de Partículas-N

MELLCOR - Método de Estimación de Fugas y Consecuencias de Descargas

PARCS - Simulador Avanzado del Núcleo del Reactor

RELAP - Programa de Análisis de Excursiones del Reactor y Fugas

TRACE – Motor Computacional Avanzado TRAC-RELAP