

# IAEA TECDOC SERIES

IAEA-TECDOC-2024

## **Ejercicios en reactores de investigación para programas de enseñanza superior**

Prontuario



**IAEA**

Organismo Internacional de Energía Atómica

# NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA Y PUBLICACIONES CONEXAS

## NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Con arreglo a lo dispuesto en el artículo III de su Estatuto, el OIEA está autorizado a establecer o adoptar normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y a disponer lo necesario para aplicar esas normas.

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas pertenecen a la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*. Esta colección abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos. La colección comprende las siguientes categorías: **Nociones Fundamentales de Seguridad, Requisitos de Seguridad y Guías de Seguridad**.

Para obtener información sobre el programa de normas de seguridad del OIEA puede consultarse el sitio del OIEA:

[www.iaea.org/es/recursos/normas-de-seguridad](http://www.iaea.org/es/recursos/normas-de-seguridad)

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* y un informe de situación sobre las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA en la dirección: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria.

Se invita a los usuarios de las normas de seguridad del OIEA a informar al Organismo sobre su experiencia en la utilización de las normas (por ejemplo, si se han utilizado como base de los reglamentos nacionales, para realizar exámenes de la seguridad o para impartir cursos de capacitación), con el fin de asegurar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. Se puede hacer llegar la información a través del sitio del OIEA o por correo postal a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico a la dirección: [Official.Mail@iaea.org](mailto:Official.Mail@iaea.org).

## PUBLICACIONES CONEXAS

El OIEA facilita la aplicación de las normas y, con arreglo a las disposiciones de los artículos III y VIII.C de su Estatuto, pone a disposición información relacionada con las actividades nucleares pacíficas, fomenta su intercambio y sirve de intermediario para ello entre sus Estados Miembros.

Los informes sobre seguridad en las actividades nucleares se publican como **Informes de Seguridad**, en los que se ofrecen ejemplos prácticos y métodos detallados que se pueden utilizar en apoyo de las normas de seguridad.

Existen asimismo otras publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad, como las relativas a la **preparación y respuesta para casos de emergencia**, los **informes sobre evaluación radiológica**, los **informes del INSAG** (Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear), los **informes técnicos** y los **documentos TECDOC**. El OIEA publica asimismo informes sobre accidentes radiológicos, manuales de capacitación y manuales prácticos, así como otras obras especiales relacionadas con la seguridad.

Las publicaciones relacionadas con la seguridad física aparecen en la *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*.

La *Colección de Energía Nuclear del OIEA* comprende publicaciones de carácter informativo destinadas a fomentar y facilitar la investigación, el desarrollo y la aplicación práctica de la energía nuclear con fines pacíficos. Incluye informes y guías sobre la situación y los adelantos de las tecnologías, así como experiencias, buenas prácticas y ejemplos prácticos en relación con la energía nucleoelectrónica, el ciclo del combustible nuclear, la gestión de desechos radiactivos y la clausura.

EJERCICIOS EN REACTORES DE  
INVESTIGACIÓN PARA PROGRAMAS  
DE ENSEÑANZA SUPERIOR

Los siguientes Estados son Miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica:

ALBANIA	FINLANDIA	PAKISTÁN
ALEMANIA	FRANCIA	PALAU
ANGOLA	GABÓN	PANAMÁ
ANTIGUA Y BARBUDA	GAMBIA	PAPUA NUEVA GUINEA
ARABIA SAUDITA	GEORGIA	PARAGUAY
ARGELIA	GHANA	PERÚ
ARGENTINA	GRANADA	POLONIA
ARMENIA	GRECIA	PORTUGAL
AUSTRALIA	GUATEMALA	QATAR
AUSTRIA	GUINEA	REINO UNIDO DE GRAN BRETAÑA E IRLANDA DEL NORTE
AZERBAIYÁN	GUYANA	REPÚBLICA ÁRABE SIRIA
BAHAMAS	HAITÍ	REPÚBLICA CENTROAFRICANA
BAHREIN	HONDURAS	REPÚBLICA CHECA
BANGLADESH	HUNGRÍA	REPÚBLICA DE MOLDOVA
BARBADOS	INDIA	REPÚBLICA DEMOCRÁTICA DEL CONGO
BELARÚS	INDONESIA	REPÚBLICA DEMOCRÁTICA POPULAR LAO
BÉLGICA	IRÁN, REPÚBLICA ISLÁMICA DEL	REPÚBLICA DOMINICANA
BELICE	IRAQ	REPÚBLICA UNIDA DE TANZANÍA
BENIN	IRLANDA	RUMANIA
BOLIVIA, ESTADO PLURINACIONAL DE	ISLANDIA	RWANDA
BOSNIA Y HERZEGOVINA	ISLAS MARSHALL	SAINT KITTS Y NEVIS
BOTSWANA	ISRAEL	SAMOA
BRASIL	ITALIA	SAN MARINO
BRUNEI DARUSSALAM	JAMAICA	SAN VICENTE Y LAS GRANADINAS
BULGARIA	JAPÓN	SANTA LUCÍA
BURKINA FASO	JORDANIA	SANTA SEDE
BURUNDI	KAZAJSTÁN	SENEGAL
CABO VERDE	KENYA	SERBIA
CAMBOYA	KIRGUISTÁN	SEYCHELLES
CAMERÚN	KUWAIT	SIERRA LEONA
CANADÁ	LESOTHO	SINGAPUR
COLOMBIA	LETONIA	SRI LANKA
COMORAS	LÍBANO	SUDÁFRICA
CONGO	LIBERIA	SUDÁN
COREA, REPÚBLICA DE	LIBIA	SUECIA
COSTA RICA	LIECHTENSTEIN	SUIZA
CÔTE D'IVOIRE	LITUANIA	TAILANDIA
CROACIA	LUXEMBURGO	TAYIKISTÁN
CUBA	MACEDONIA DEL NORTE	TOGO
CHAD	MADAGASCAR	TONGA
CHILE	MALASIA	TRINIDAD Y TABAGO
CHINA	MALAWI	TÚNEZ
CHIPRE	MALÍ	TURKMENISTÁN
DINAMARCA	MALTA	TÜRKIYE
DJIBOUTI	MARRUECOS	UCRANIA
DOMINICA	MAURICIO	UGANDA
ECUADOR	MAURITANIA	URUGUAY
EGIPTO	MÉXICO	UZBEKISTÁN
EL SALVADOR	MÓNACO	VANUATU
EMIRATOS ÁRABES UNIDOS	MONGOLIA	VENEZUELA, REPÚBLICA BOLIVARIANA DE
ERITREA	MONTENEGRO	VIET NAM
ESLOVAQUIA	MOZAMBIQUE	YEMEN
ESLOVENIA	MYANMAR	ZAMBIA
ESPAÑA	NAMIBIA	ZIMBABWE
ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA	NEPAL	
ESTONIA	NICARAGUA	
ESWATINI	NÍGER	
ETIOPÍA	NIGERIA	
FEDERACIÓN DE RUSIA	NORUEGA	
FIJI	NUEVA ZELANDIA	
FILIPINAS	OMÁN	
	PAÍSES BAJOS, REINO DE LOS	

El Estatuto del Organismo fue aprobado el 23 de octubre de 1956 en la Conferencia sobre el Estatuto del OIEA celebrada en la Sede de las Naciones Unidas (Nueva York); entró en vigor el 29 de julio de 1957. El Organismo tiene la Sede en Viena. Su principal objetivo es “acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero”.

IAEA-TECDOC-2024

# EJERCICIOS EN REACTORES DE INVESTIGACIÓN PARA PROGRAMAS DE ENSEÑANZA SUPERIOR

PRONTUARIO

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

VIENA, 2024

## DERECHOS DE AUTOR

Todas las publicaciones científicas y técnicas del OIEA están protegidas conforme a lo dispuesto en la Convención Universal sobre Derecho de Autor aprobada en 1952 (Ginebra) y revisada en 1971 (París). Desde entonces, la Organización Mundial de la Propiedad Intelectual (Ginebra) ha ampliado la cobertura de los derechos de autor para incluir la propiedad intelectual de obras electrónicas y virtuales. Podría ser necesaria una autorización para utilizar textos completos, o parte de ellos, que figuren en publicaciones del OIEA, en formato impreso o electrónico. Para obtener más detalles a ese respecto, sírvase consultar la siguiente dirección: [www.iaea.org/es/publicaciones/derechos-y-permisos](http://www.iaea.org/es/publicaciones/derechos-y-permisos). Las solicitudes de información pueden dirigirse a:

Sección Editorial  
Organismo Internacional de Energía Atómica  
Vienna International Centre  
PO Box 100  
1400 Viena (Austria)  
Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530  
Correo electrónico: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
[www.iaea.org/es/publicaciones](http://www.iaea.org/es/publicaciones)

Para obtener más información sobre esta publicación, diríjase a:

Sección de Reactores de Investigación  
Organismo Internacional de Energía Atómica  
Vienna International Centre  
P.O. Box 100,  
1400 Vienna, Austria  
Correo electrónico: [Official.Mail@iaea.org](mailto:Official.Mail@iaea.org)

Laboratorios del Medio Ambiente  
Organismo Internacional de Energía Atómica

© OIEA, 2024

Impreso por el OIEA en Austria

Noviembre de 2024

IAEA-TECDOC-2024

EJERCICIOS EN REACTORES DE  
INVESTIGACIÓN PARA PROGRAMAS  
DE ENSEÑANZA SUPERIOR

IAEA-TECDOC-2024

ISBN 978-92-0-303624-5 (papel) | ISBN 978-92-0-303924-6 (pdf)

ISSN 2414-4223

## PREFACIO

El OIEA, por vía del proyecto de la Iniciativa sobre los Usos Pacíficos destinado a aumentar la oferta mundial de programas de enseñanza y capacitación mediante instalaciones de reactores de investigación, ha elaborado este prontuario para facilitar material de referencia que pueda enriquecer los planes de estudio de las instituciones de enseñanza superior. Se pretende ofrecer información práctica sobre la preparación de los ejercicios en reactores de investigación para integrarlos en los programas de enseñanzas en los ámbitos de la ciencia y la tecnología nucleares. La información puede ser de utilidad para los países que forman capital humano con miras a los programas nucleares vigentes o futuros, ya sea para desplegar la energía nuclear o para otras aplicaciones pacíficas de la ciencia y la tecnología nucleares. Esta publicación también puede utilizarse para promover y potenciar los usos seguros de los reactores de investigación en el ámbito de la enseñanza y la capacitación.

A la elaboración de esta publicación y a las descripciones de las instalaciones y protocolos experimentales que se incluyen en ella han contribuido más de 30 Estados Miembros. El prontuario ofrece antecedentes y directrices prácticas para la preparación y la realización de ejercicios en reactores de investigación. Los ejercicios descritos están dirigidos principalmente a estudiantes de ingeniería o física nucleares de niveles avanzados que cursan programas de grado o posgrado. No obstante, el contenido y la metodología pueden adaptarse para que los ejercicios puedan servir también para estudiantes de otros ámbitos o para la enseñanza y la capacitación de jóvenes profesionales del ámbito nuclear.

El OIEA desea agradecer a todas las personas e instituciones participantes las contribuciones realizadas a esta publicación, y al Departamento de Estado de los Estados Unidos por su apoyo financiero. Dirigimos un agradecimiento especial a H. Böck (Austria), L. Sklenka (República Checa) y P. Cantero (Argentina) por sus aportaciones a la redacción y el examen de esta publicación. Los funcionarios del OIEA responsables de esta publicación fueron A. Borio di Tigliole, R. Sharma y A. Sitnikov, de la División del Ciclo del Combustible Nuclear y de Tecnología de los Desechos, y D. Ridikas, N. Pessoa Barradas y F. Foulon, de la División de Ciencias Físicas y Químicas.

#### NOTA EDITORIAL

*Esta publicación se ha preparado a partir del material original aportado por los colaboradores y no ha sido editada por el personal de los servicios editoriales del OIEA. Las opiniones expresadas son las de los colaboradores y no representan necesariamente las opiniones del OIEA o de sus Estados Miembros.*

*Ni el OIEA ni sus Estados Miembros asumen responsabilidad alguna por las consecuencias que puedan derivarse del uso de esta publicación. Esta publicación no aborda cuestiones de responsabilidad, jurídica o de otra índole, por actos u omisiones por parte de persona alguna.*

*El uso de determinadas denominaciones de países o territorios no implica juicio alguno por parte de la entidad editora, el OIEA, sobre la situación jurídica de esos países o territorios, sus autoridades e instituciones o el trazado de sus fronteras.*

*La mención de nombres de empresas o productos específicos (se indiquen o no como registrados) no implica ninguna intención de violar derechos de propiedad ni debe interpretarse como una aprobación o recomendación por parte del OIEA.*

*Corresponde a los autores obtener la autorización necesaria para que el OIEA reproduzca, traduzca o utilice material de fuentes que ya estén protegidas por derechos de propiedad intelectual.*

*El OIEA no es responsable de la continuidad o exactitud de las URL de los sitios web externos o de terceros en Internet a que se hace referencia en esta publicación y no garantiza que el contenido de dichos sitios web sea o siga siendo preciso o adecuado.*



## ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN.....	1
1.1.	ANTECEDENTES .....	1
1.2.	OBJETIVO .....	1
1.3.	ÁMBITO DE APLICACIÓN .....	2
1.4.	ESTRUCTURA .....	2
2.	EL USO DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN EN LA ENSEÑANZA .....	4
2.1.	LA ENSEÑANZA DE LAS CIENCIAS E INGENIERÍAS NUCLEARES.....	4
2.2.	POSIBLES USUARIOS.....	6
2.3.	EL ALUMNADO EN LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN .....	7
	2.3.1. Integración de ejercicios en reactores de investigación en los planes de estudios universitarios.....	7
	2.3.2. Nivel de los programas de estudio .....	7
2.4.	UTILIZACIÓN DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN COMO HERRAMIENTAS DIDÁCTICAS.....	8
2.5.	REQUISITOS ESPECÍFICOS DE LA ENSEÑANZA EN LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN .....	10
2.6.	EL USO DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN EN LA ENSEÑANZA .....	13
3.	PANORAMA GENERAL DE LA SEGURIDAD NUCLEAR EN LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN.....	17
3.1.	CONCEPTOS BÁSICOS DE SEGURIDAD NUCLEAR.....	17
	3.1.1. Antecedentes .....	17
	3.1.2. Objetivo, principios y conceptos fundamentales de la seguridad .....	18
3.2.	PROTECCIÓN RADIOLÓGICA .....	24
3.3.	GESTIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS .....	25
3.4.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	26
3.5.	EJERCICIOS SOBRE LOS ASPECTOS DE SEGURIDAD EN LA OPERACIÓN DE LOS REACTORES .....	28
	3.5.1. Objetivo de los ejercicios.....	28
	3.5.2. Equipos y condiciones .....	28
	3.5.3. Metodología .....	29
	3.5.4. Consideraciones de seguridad.....	31
	3.5.5. Documentación .....	33
	3.5.6. Preguntas al alumnado .....	33
4.	SISTEMA DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL DEL REACTOR.....	35
4.1.	ANTECEDENTES .....	35
4.2.	TEORÍA.....	35
	4.2.1. Sistemas de I+C de los reactores de investigación .....	35
	4.2.2. Instrumentación nuclear.....	37
4.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	39
4.4.	EJERCICIOS SOBRE INSTRUMENTACIÓN NEUTRÓNICA.....	40
	4.4.1. Objetivo del ejercicio.....	40
	4.4.2. Equipos y condiciones .....	41
	4.4.3. Metodología .....	41

4.4.4.	Consideraciones de seguridad.....	44
4.4.5.	Documentación .....	45
4.4.6.	Preguntas al alumnado .....	45
5.	MEDICIÓN DEL FLUJO NEUTRÓNICO.....	47
5.1.	ANTECEDENTES .....	47
5.2.	TEORÍA.....	47
5.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	50
5.4.	EJERCICIOS SOBRE LA CARACTERIZACIÓN DEL FLUJO NEUTRÓNICO .....	51
5.4.1.	Objetivo del ejercicio.....	51
5.4.2.	Equipos y condiciones .....	52
5.4.3.	Metodología.....	53
5.4.4.	Consideraciones de seguridad.....	55
5.4.5.	Documentación .....	55
5.4.6.	Preguntas al alumnado .....	56
6.	EXPERIMENTO DE CRITICIDAD.....	57
6.1.	ANTECEDENTES .....	57
6.2.	TEORÍA.....	57
6.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	61
6.4.	EJERCICIOS SOBRE EL EXPERIMENTO DE CRITICIDAD.....	62
6.4.1.	Objetivo del ejercicio.....	62
6.4.2.	Equipos y condiciones .....	63
6.4.3.	Metodología.....	63
6.4.4.	Consideraciones de seguridad.....	65
6.4.5.	Documentación .....	66
6.4.6.	Preguntas al alumnado .....	66
7.	CINÉTICA DE REACTORES .....	68
7.1.	ANTECEDENTES .....	68
7.2.	TEORÍA.....	68
7.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	72
7.4.	EJERCICIOS SOBRE CINÉTICA DE REACTORES.....	74
7.4.1.	Objetivo de los ejercicios.....	74
7.4.2.	Equipos y condiciones .....	74
7.4.3.	Metodología.....	75
7.4.4.	Consideraciones de seguridad.....	76
7.4.5.	Documentación .....	77
7.4.6.	Preguntas al alumnado .....	77
8.	CONTROL DE LA REACTIVIDAD.....	78
8.1.	ANTECEDENTES .....	78
8.2.	TEORÍA.....	78
8.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	83
8.3.1.	Calibración de las barras de control.....	84
8.3.2.	Incidencia de los componentes del núcleo en la reactividad .....	84
8.3.3.	Parámetros de seguridad relacionados con la reactividad del núcleo.....	85
8.4.	EJERCICIOS DE CALIBRACIÓN DE LAS BARRAS DE CONTROL .....	85
8.4.1.	Objetivo del ejercicio.....	85

	8.4.2.	Equipos y condiciones .....	85
	8.4.3.	Metodología .....	86
	8.4.4.	Consideraciones de seguridad.....	90
	8.4.5.	Documentación .....	90
	8.4.6.	Preguntas al alumnado .....	90
8.5.		INCIDENCIA DE LOS COMPONENTES DEL NÚCLEO EN LA REACTIVIDAD .....	91
	8.5.1.	Objetivo .....	91
	8.5.2.	Equipos y condiciones .....	91
	8.5.3.	Metodología .....	92
	8.5.4.	Consideraciones de seguridad.....	94
	8.5.5.	Documentación .....	94
	8.5.6.	Preguntas al alumnado .....	95
8.6.		PARÁMETROS DE SEGURIDAD RELACIONADOS CON LA REACTIVIDAD DEL NÚCLEO .....	95
	8.6.1.	Objetivo .....	95
	8.6.2.	Equipos y condiciones .....	97
	8.6.3.	Metodología .....	97
	8.6.4.	Consideraciones de seguridad.....	99
	8.6.5.	Documentación .....	99
	8.6.6.	Preguntas al alumnado .....	99
9.		DINÁMICA DE REACTORES .....	101
	9.1.	ANTECEDENTES .....	101
	9.2.	TEORÍA.....	101
	9.2.1.	Coeficiente de reactividad por la temperatura del combustible. ....	102
	9.2.2.	Coeficiente de reactividad por la temperatura del moderador ...	102
	9.2.3.	Coeficiente de reactividad por huecos .....	104
	9.2.4.	Efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo.....	105
	9.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	108
	9.3.1.	Ejercicios sobre dinámica de reactores.....	108
	9.3.2.	Ejercicios sobre los efectos de la realimentación de reactividad a largo plazo.....	109
	9.4.	EJERCICIOS SOBRE DINÁMICA DE REACTORES .....	110
	9.4.1.	Objetivo .....	110
	9.4.2.	Equipos y condiciones .....	110
	9.4.3.	Metodología .....	111
	9.4.4.	Consideraciones de seguridad.....	114
	9.4.5.	Documentación .....	114
	9.4.6.	Evaluación .....	115
	9.5.	EJERCICIO SOBRE LOS EFECTOS DE LA REALIMENTACIÓN DE LA REACTIVIDAD A LARGO PLAZO .....	115
	9.5.1.	Objetivo .....	115
	9.5.2.	Equipos y condiciones .....	116
	9.5.3.	Metodología .....	116
	9.5.4.	Consideraciones de seguridad.....	118
	9.5.5.	Documentación .....	119
	9.5.6.	Evaluación .....	119
10.		CALIBRACIÓN DE LA POTENCIA DEL REACTOR.....	120
	10.1.	ANTECEDENTES .....	120

10.2.	TEORÍA.....	120
10.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	123
10.4.	EJERCICIO DE CALIBRACIÓN DE LA POTENCIA DEL REACTOR .....	123
	10.4.1. Objetivo .....	123
	10.4.2. Equipos y condiciones .....	124
	10.4.3. Metodología .....	124
	10.4.4. Consideraciones de seguridad.....	127
	10.4.5. Documentación .....	127
	10.4.6. Preguntas al alumnado .....	128
11.	ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA .....	129
11.1.	ANTECEDENTES .....	129
11.2.	TEORÍA.....	129
11.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	130
11.4.	EJERCICIO DE ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA ....	131
	11.4.1. Objetivo del ejercicio.....	131
	11.4.2. Equipos y condiciones .....	132
	11.4.3. Metodología .....	133
	11.4.4. Consideraciones de seguridad.....	134
	11.4.5. Documentación .....	134
	11.4.6. Preguntas al alumnado .....	135
12.	OTRAS APLICACIONES .....	136
12.1.	ANTECEDENTES .....	136
12.2.	TEORÍA.....	136
	12.2.1. Radiografía neutrónica.....	136
	12.2.2. Producción de radioisótopos y análisis con radiotrazadores .....	138
	12.2.3. Química nuclear y radioquímica.....	139
	12.2.4. Transmutación neutrónica.....	139
	12.2.5. Geocronología.....	140
	12.2.6. Experimentos con haces de neutrones .....	140
12.3.	ASPECTOS DIDÁCTICOS .....	141
12.4.	EJERCICIOS SOBRE OTRAS APLICACIONES .....	142
	12.4.1. Objetivo .....	142
	12.4.2. Equipos y condiciones .....	143
	12.4.3. Metodología .....	143
	12.4.4. Consideraciones de seguridad.....	146
	12.4.5. Documentación .....	147
	12.4.6. Preguntas al alumnado .....	147
	REFERENCIAS .....	149
	BIBLIOGRAFÍA.....	151
ANEXO	CONTENIDO DE LOS ARCHIVOS ELECTRÓNICOS SUPLEMENTARIOS .....	157
	LISTA DE ABREVIACIONES .....	159
	COLABORACIONES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN .....	161

# 1. INTRODUCCIÓN

## 1.1. ANTECEDENTES

Los países de todo el mundo están adoptando o ampliando las aplicaciones pacíficas de las tecnologías nucleares de acuerdo con sus objetivos nacionales. Por un lado, los países con programas nucleares asentados necesitan mantener su capacidad. Por otro, los que inician sus programas nucleares precisan desarrollar sus conocimientos y capacidades poniendo en marcha programas nucleares o aumentando el interés por aplicaciones más amplias de la ciencia y la tecnología nucleares.

Para muchos países, los reactores de investigación han sido y son un primer paso en su preparación para un programa nacional de energía nuclear. Para otros, los reactores de investigación se han construido para apoyar distintas aplicaciones neutrónicas, tales como, entre otras, la investigación básica y aplicada, la producción de los radioisótopos que se utilizan en la medicina y la industria, y la caracterización o ensayo de materiales y muestras para la industria, la arqueología, los estudios medioambientales y muchas otras aplicaciones [1].

Con independencia del objetivo final (programas nacionales de energía nucleoelectrónica o de ciencia y aplicaciones nucleares), los reactores de investigación son herramientas excelentes para apoyar la creación de capacidades en el ámbito nuclear, desde la enseñanza académica hasta la capacitación de personal científico, ingeniero y técnico en muchas áreas de la ciencia y la ingeniería nucleares. Al respecto, los reactores de investigación desempeñan una función de capital importancia para vincular los conocimientos teóricos adquiridos en las aulas con la experiencia práctica.

Este Prontuario se ha elaborado con el objetivo de ofrecer una visión integral de la utilización de los reactores de investigación para fines didácticos en entornos académicos. Recopila un amplio número de referencias aplicables a las instituciones de enseñanza superior, en las que se incluyen buenas prácticas y lecciones aprendidas de los Estados Miembros del OIEA en materia de creación de capacidades en el ámbito nuclear. El objetivo es que puedan poner en común y aprovechar al máximo el uso de los reactores de investigación dentro y fuera de sus fronteras. Así, este Prontuario pretende apoyar la elaboración de planes de estudios que se basen en el uso práctico de los reactores de investigación y contribuir al mantenimiento y la ampliación de las capacidades en el ámbito nuclear. También ofrece referencias a los conceptos y normas básicos de seguridad para dar a conocer los aspectos operacionales y didácticos relacionados con la operación y la utilización seguras de los reactores de investigación. Además, los antecedentes generales y las directrices prácticas presentadas en el Prontuario pueden utilizarse, con pequeñas adaptaciones, para preparar ejercicios en reactores de investigación dedicados a la capacitación de profesionales en esferas relacionadas con la energía nuclear.

## 1.2. OBJETIVO

El Prontuario pretende servir como referencia para aportar ideas a quienes trabajan o quieran trabajar en la preparación de la docencia o de nuevos ejercicios didácticos que utilicen reactores de investigación. Su principal objetivo es proporcionar materiales de referencia de alto nivel

para los ejercicios en reactores de investigación<sup>1</sup> a fin de apoyar y enriquecer la enseñanza experimental y las experiencias prácticas de nivel universitario en ciencia y tecnología nucleares. Este material de referencia también puede utilizarse como punto de partida para la confección de actividades de capacitación práctica destinadas a profesionales del sector nuclear. Además, el Prontuario puede utilizarse para lo siguiente:

- a) proporcionar una guía útil para que los Estados Miembros que inicien un nuevo proyecto de reactores de investigación puedan reconocer mejor las capacidades de los distintos tipos de reactores de investigación con fines didácticos;
- b) orientar al profesorado universitario y demás personal docente para determinar qué ejercicios en reactores de investigación pueden incluir en sus planes de estudios, y
- c) ayudar a quienes gestionen reactores de investigación a detectar posibles partes interesadas y usuarias en el mundo académico y a establecer o seguir desarrollando ejercicios en reactores de investigación en sus instalaciones.

### 1.3. ÁMBITO DE APLICACIÓN

El Prontuario abarca aspectos teóricos y prácticos de los ejercicios en reactores de investigación adaptados a la enseñanza académica. Incluye información general sobre el uso de los reactores de investigación como herramientas didácticas. Proporciona fundamentos teóricos y directrices sobre cómo poner en práctica 18 ejercicios en reactores de investigación en nueve esferas, que van desde ejercicios introductorios hasta ejercicios dedicados a aspectos específicos del funcionamiento y las aplicaciones de los reactores de investigación. Dado que la seguridad es un pilar fundamental del funcionamiento y la utilización de los reactores de investigación, esta publicación presenta, de forma sintética, los principios básicos de seguridad para dar a conocer los diversos aspectos al respecto que deben tenerse en cuenta a la hora de preparar los ejercicios en reactores de investigación.

### 1.4. ESTRUCTURA

El Prontuario está organizado en 12 secciones y un anexo.

La sección 1 presenta los antecedentes, el propósito y el uso previsto, así como el ámbito de aplicación y la estructura del Prontuario.

La sección 2 introduce el contexto general de cómo utilizar los reactores de investigación como herramientas didácticas para la creación de capacidades humanas. Tras una breve descripción de los distintos tipos y categorías de reactores de investigación disponibles en todo el mundo, en esta sección, se presenta información sobre los ejercicios habituales en reactores de investigación que suelen integrarse en los planes de estudios académicos, con detalles específicos sobre los aspectos didácticos de los reactores de investigación. También proporciona información detallada sobre los tipos de estudiantes y planes de estudios que pueden beneficiarse del uso de los reactores de investigación como herramientas docentes y presenta, en forma de cuadros sencillos, la concomitancia entre los ejercicios en reactores y los planes de estudios universitarios, así como la correspondencia entre los ejercicios y la potencia requerida de los reactores de investigación.

---

<sup>1</sup> En esta publicación, por *ejercicios en reactores de investigación*, se entiende la presentación, demostración, secuencias operacionales y experimentos (con resultados experimentales conocidos) que utilizan reactores de investigación y se realizan con fines didácticos para presentar, ilustrar, demostrar y debatir los principios y los aspectos prácticos de la operación y la utilización de los reactores de investigación.

Las secciones 3 a 12 brindan una visión integral de los temas que pueden abordarse con ejercicios prácticos en un reactor de investigación. Tratan los conceptos generales y los fundamentos teóricos vinculados a los ejercicios que se realizan habitualmente en estos reactores con fines didácticos, definen los resultados de aprendizaje asociados para el alumnado y describen los principios fundamentales de su integración en diversos tipos de planes de estudios. En todas las secciones se incluye también una directriz para realizar los ejercicios, que puede utilizarse como instrucciones detalladas para preparar (y perfeccionar) los ejercicios de forma que se ajusten a un reactor de investigación específico y para crear los protocolos correspondientes.

La sección 3 aborda la seguridad nuclear en los reactores de investigación con los ejercicios correspondientes, y abarca los conceptos básicos de la seguridad nuclear, la protección radiológica y la gestión de desechos. La sección 4 está dedicada a los sistemas de instrumentación y control (I+C) de los reactores de investigación y se centra en la instrumentación neutrónica que se suele utilizar en los ejercicios. La sección 5 trata las mediciones del flujo neutrónico, concretamente, la caracterización del flujo neutrónico como ejercicio habitual. En la sección 6, se abordan los experimentos de criticidad, con especial atención a los experimentos de aproximación a la criticidad. La sección 7 se dedica a la cinética de los reactores y a los ejercicios relacionados con ella. La sección 8 explora el control de la reactividad. Se centra en la calibración de las barras de control y en los parámetros de seguridad relacionados con la reactividad del núcleo, así como en la influencia de los componentes del núcleo en la reactividad. La sección 9 gira en torno a la dinámica de reactores; presenta ejercicios sobre el efecto de huecos, el efecto de la temperatura y la realimentación de la reactividad a largo plazo. La sección 10 se centra en la calibración de la potencia del reactor, e incluye el método calorimétrico y el balance de calor. La sección 11 se dedica al análisis por activación neutrónica (AAN). Por último, la sección 12 presenta las aplicaciones de la irradiación neutrónica, entre ellas, la radiografía neutrónica, la producción de radioisótopos, el análisis con radiotrazadores, la química nuclear y la radioquímica, la transmutación neutrónica, la geocronología y los experimentos con haces de neutrones.

## 2. EL USO DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN EN LA ENSEÑANZA

### 2.1. LA ENSEÑANZA DE LAS CIENCIAS E INGENIERÍAS NUCLEARES

Una de las cuestiones más acuciantes que acompañan al uso pacífico de la energía nuclear en todo el mundo es la falta de personal experto y profesionales altamente formados y cualificados en ingenierías, ciencias y aplicaciones nucleares. Esta escasez se debe a varios factores. El primero es el envejecimiento del personal de los actuales programas de energía nucleoelectrica y de aplicaciones no eléctricas de la energía nuclear, que exige una renovación constante de la capacidad humana. El segundo factor es la necesidad de desarrollar la capacidad humana del personal de operación de mayor trascendencia, ya sea para los países que amplían sus programas nucleares o para los que los inician. La construcción de nuevos reactores de investigación o centrales nucleares, junto con el desarrollo y crecimiento a nivel nacional de otras esferas de la ciencia y la tecnología nucleares hacen que se necesiten profesionales nucleares en todo el mundo.

Otro factor que hay que tener en cuenta es el envejecimiento tanto del personal de los reactores de investigación como de los propios reactores, junto con una tendencia a la lenta disminución del número de reactores de investigación en funcionamiento. Sin duda, los reactores de investigación son una fuente importante de creación de capacidades, entre ellas, conocimientos nucleares, experiencia, competencias y recursos humanos cualificados, todas ellas necesarias en los programas nucleares (incluidos los de energía nucleoelectrica). En muchos países, también hay que tener en cuenta factores sociales, como el interés y la disposición de la juventud para emprender carreras profesionales en el ámbito nuclear. En particular, las mujeres están infrarrepresentadas en los cursos de capacitación y los itinerarios profesionales de las esferas de la ciencia, la tecnología, la ingeniería y las matemáticas, y constituyen menos de una cuarta parte de la fuerza de trabajo del sector nuclear en todo el mundo, lo que es perjudicial para la competitividad y la diversidad de la industria [2].

Todos estos factores contribuyen a la falta de personal experto y profesionales altamente capacitados y cualificados en el sector nuclear. Se trata de un problema que plantea nuevos retos a las universidades. En los últimos años, han surgido algunas tendencias mundiales nuevas en la enseñanza nuclear, las cuales plantean nuevos retos y oportunidades a las universidades y a los reactores de investigación.

Una de las tendencias se relaciona con la demanda de enseñanza de alta calidad en el ámbito nuclear en una amplia gama de esferas. Las entidades empleadoras demandan personas tituladas, lo cual suele ser una de las principales motivaciones para que el alumnado se decante por una universidad y un programa de estudios concretos. El empleo potencial en el sector nuclear abarca, por ejemplo, la operación y el mantenimiento de los establecimientos y demás instalaciones nucleares, la investigación nuclear como apoyo a la operación segura de los establecimientos y otras instalaciones nucleares, los conocimientos técnicos en apoyo de los órganos reguladores nacionales, así como la renovación del personal, incluido el personal docente e investigador de las universidades.

Otra tendencia que se observa en todo el mundo es el crecimiento de la investigación y el desarrollo (I+D) en las universidades. Los rápidos avances de la tecnología, las aplicaciones y las ciencias nucleares abren nuevas oportunidades para que las universidades, que son centros de investigación básica y aplicada, puedan atender la demanda del nuevo personal investigador.



Por último, la industria nuclear solicita, cada vez más, cursos altamente cualificados y capacitación práctica para jóvenes profesionales, aprendizaje permanente para personal clave y diversos cursos de corta duración. Las universidades también pueden asumir esta demanda y desempeñar una función importante en la capacitación práctica del personal de los establecimientos y demás instalaciones nucleares, los órganos reguladores nacionales y las organizaciones de apoyo técnico.

Por lo general, las clases y los cursos en las universidades se complementan con ejercicios prácticos en instalaciones experimentales. En la enseñanza nuclear, los reactores de investigación son las instalaciones experimentales más apropiadas y representan herramientas experimentales atractivas y de alta calidad para la educación, con lo que aportan nuevas posibilidades para atraer alumnado a las ciencias e ingenierías nucleares.

Las dos palabras del término “enseñanza y capacitación” se utilizan a menudo como sinónimos, pero enseñanza y capacitación son dos disciplinas distintas. Ambas utilizan métodos pedagógicos, instrumentos y equipos experimentales idénticos o muy similares. En su base, no obstante, son muy diferentes en lo concerniente al público al que se dirigen y el abanico de conocimientos que se transmiten a ese público.

En el contexto de esta publicación, *enseñanza* es un término amplio que se utilizará únicamente en relación con el alumnado. Durante el proceso educativo, el alumnado debe obtener una visión general amplia del campo estudiado, junto con conocimientos específicos de una materia especializada para el nivel académico dado, esto es, grado, maestría y doctorado.

La *capacitación* suele estar relacionada con una profesión, y su objetivo principal es preparar a profesionales para tareas específicas. Puede aplicarse a la capacitación de jóvenes profesionales al inicio de su carrera, así como a personal con experiencia que requiere un programa de perfeccionamiento permanente acorde con su puesto. En el contexto de esta publicación, por *capacitación*, se entienden, sobre todo, cursos de corta duración con objetivos bien definidos. La preparación de los cursos de capacitación debe tener en cuenta tanto la capacitación inicial como los cursos periódicos de actualización. Por lo general, el método que se aplica en el sector nuclear a la capacitación es el enfoque sistemático, cuyo objetivo es garantizar resultados de alta calidad.

Las condiciones y capacidades actuales de los reactores de investigación para realizar experimentos en la enseñanza también son adecuadas para la capacitación; por lo tanto, este Prontuario también puede utilizarse en la preparación de ejercicios en reactores de investigación para la capacitación en ciencia y tecnología nucleares.

En la referencia [1] se analizan los resultados de aprendizaje específicos que pueden obtenerse en la enseñanza y la capacitación en reactores de investigación para el caso particular de la ingeniería nuclear, y se muestra que los reactores de investigación aportan contribuciones específicas a la enseñanza en esa esfera, al permitir:

- a) vincular la teoría con los sucesos reales que pueden ocurrir durante la operación de un reactor: abordar la seguridad operacional y ofrecer una base práctica para comprender las limitaciones de la operación de un reactor que, a su vez, se utilizan para definir los límites y las condiciones operacionales o las características de los sistemas de seguridad, como el sistema de protección del reactor;
- b) ofrecer un ejemplo de la labor del operador: demostrar su función, presentar un enfoque profesional del trabajo y comprender la importancia de la cultura de la seguridad;

- c) ver qué es un reactor: el edificio del reactor, el núcleo del reactor, el sistema de control y vigilancia del reactor, el sistema de parada, los sistemas principales de refrigeración, los sistemas de aire acondicionado y de aporte de agua, la instrumentación de la instalación, incluidos los sensores y sistemas utilizados para el control y la vigilancia del reactor y del medio ambiente, y otros sistemas;
- d) adquirir experiencia sobre las limitaciones y las condiciones físicas reales de la operación de una instalación nuclear, conocer la documentación obligatoria y los procedimientos, y reconocer su relación con la seguridad tecnológica, la seguridad física, la protección radiológica y la cultura de la seguridad;
- e) aprender a utilizar dispositivos de medición específicos y determinar la precisión de los resultados experimentales;
- f) realizar estudios en profundidad sobre aspectos particulares relacionados con la física y la operación del reactor (por ejemplo, entre otros, el plan de carga del combustible y los cálculos asociados o los efectos del factor de moderación);
- g) verificar los conceptos teóricos mediante experimentos y conocer las limitaciones de la simulación y la modelización, y
- h) operar un reactor de investigación de manera autónoma bajo la supervisión del personal de operación.

Así, los ejercicios didácticos en reactores de investigación aportan a los programas de ingeniería nuclear un aprendizaje práctico y experiencia, con la acumulación gradual de conocimientos, competencias y aptitudes, y los experimentos prácticos. Las opiniones positivas que manifiesta el alumnado tras las clases de laboratorio en reactores de investigación lo ponen de relieve y señalan la importancia que el alumnado confiere al contacto directo con un reactor nuclear y su operación en la realización de los ejercicios.

## 2.2. POSIBLES USUARIOS

Uno de los grupos beneficiarios del Prontuario es el profesorado universitario y otros docentes que imparten formación en el ámbito de la ciencia y la tecnología nucleares y que tienen acceso a un reactor de investigación. Pueden utilizar este Prontuario como guía para ampliar los programas educativos con un componente experimental al incorporar reactores de investigación. Integrar la enseñanza experimental en un plan de estudios es un proceso a largo plazo que requiere un profundo debate entre el personal académico de la universidad y el personal de operación del reactor.

El personal investigador que trabaja en universidades, instituciones de investigación o directamente en reactores de investigación puede utilizar este Prontuario para ayudar en su trabajo a jóvenes colaboradores, es decir, estudiantes de grado, maestría o doctorado, facilitando así sus actividades de investigación.

El alumnado de diversas universidades puede utilizar este Prontuario como referencia en sus estudios de todos los niveles académicos, es decir, grado, maestría y doctorado.

Por último, las personas responsables de la formulación de políticas en las entidades explotadoras de los reactores de investigación, las personas responsables de los reactores y el personal docente que utiliza reactores pueden utilizar este Prontuario para encontrar formas de seguir desplegando el uso de sus reactores de investigación e instalaciones conexas.

Como se ha indicado anteriormente, en un sentido más amplio, pueden utilizar este Prontuario las entidades y el personal de capacitación que deseen hacer progresar o ampliar el alcance de las actividades de capacitación práctica en reactores de investigación destinadas a profesionales que trabajen en campos relacionados con la ciencia y la tecnología nucleares.

## 2.3. EL ALUMNADO EN LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

### 2.3.1. Integración de ejercicios en reactores de investigación en los planes de estudios universitarios

Los reactores de investigación son apropiados para la enseñanza en todos los niveles académicos, esto es, grado, maestría y doctorado. Tienen el potencial de ofrecer un vasto surtido de ejercicios que pueden integrarse en una amplia gama de planes de estudios, también en los interdisciplinarios. Por lo general, en un reactor de investigación, pueden efectuarse dos tipos principales de ejercicios didácticos.

El primer tipo de ejercicios se centra en el reactor como instalación de ingeniería compleja. El estudio de las características de los reactores de investigación, ya sea en estado estacionario o en estados transitorios, permite al alumnado comprender no solo los principios básicos del funcionamiento de los reactores de investigación, de la física y los fenómenos subyacentes, sino también conceptos generales relacionados con los principios y los enfoques operacionales de las centrales nucleares. En este grupo de ejercicios se incluyen los descritos en las secciones 4 a 10. Estos ejercicios son muy adecuados para el alumnado de ingeniería nuclear. Son asimismo adecuados para estudiantes de otras disciplinas relacionadas con la energía nuclear, como la ingeniería radiológica, la protección radiológica, la radioquímica y la química nuclear, la energía nuclear, la seguridad nuclear tecnológica y física y la gestión de desechos nucleares, así como para estudiantes de disciplinas relacionadas con la energía nuclear, como la ingeniería nucleoelectrónica, la ingeniería mecánica y la ingeniería eléctrica, entre otras.

El segundo tipo de ejercicios está relacionado con el uso de un reactor de investigación como fuente de radiación, esto es, principalmente, radiación neutrónica y gamma. Los neutrones de los reactores de investigación pueden encontrar aplicaciones en I+D en casi todos los campos, en la industria, la agricultura, en la conservación del patrimonio cultural, así como en estudios medioambientales, alimentarios y sobre salud humana. Los ejercicios descritos en las secciones 11 y 12 pertenecen a este grupo. En particular, esta información es muy adecuada para estudiantes de ciencias y aplicaciones neutrónicas o técnicas no destructivas como disciplina principal y para estudiantes de arqueología, geología, biología, ciencias de la tierra y del medio ambiente, patrimonio cultural y ciencias forenses, entre otras materias.

### 2.3.2. Nivel de los programas de estudio

El nivel de los ejercicios (básico, intermedio o avanzado) y su duración dependen estrictamente del plan de estudios que se cursa. Los ejercicios del nivel básico suelen comprender únicamente demostraciones u observaciones, sin la participación activa del alumnado. El nivel intermedio suele abarcar ejercicios en los que se requiere un cierto grado de participación del alumnado, entre ellos, el montaje experimental, la medición y el análisis de los valores medidos. En el nivel avanzado, suelen incluirse ejercicios que se llevan a cabo en diferentes condiciones y aplicando métodos diversos, lo que permite una comprensión más profunda de los fenómenos investigados. En este nivel, se requiere una profunda implicación del alumnado en cálculos, mediciones, análisis de los valores medidos y, en algunos ejercicios, un estudio del marco regulador y de los procedimientos operacionales que se aplican en la utilización del reactor.

La relación entre ejercicios en reactores y planes de estudios universitarios se muestra en una matriz (véase la sección 2.6) que puede servir de guía preliminar para quienes tengan interés en utilizar los reactores de investigación en la enseñanza. La incorporación de la enseñanza

experimental a los planes de estudios requerirá una estrecha colaboración entre el personal académico de la universidad, el personal de operación del reactor y las personas responsables del reactor.

A lo largo de este Prontuario se hace hincapié en la importancia de los aspectos de seguridad relacionados con la operación y la utilización seguras de los reactores de investigación. Esta es la razón por la que, en la sección 3, se exponen los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica. Sin duda, la seguridad nuclear y la protección radiológica deben ser comprendidas y aplicadas eficazmente por todas las contrapartes interesadas en las actividades didácticas de un reactor de investigación, esto es, el profesorado, el personal docente y el alumnado. Ello garantiza que la cultura de la seguridad y las buenas prácticas se cumplen y aplican correctamente.

#### 2.4. UTILIZACIÓN DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN COMO HERRAMIENTAS DIDÁCTICAS

Desde el 2 de diciembre de 1942, cuando el primer reactor, llamado Chicago Pile 1, alcanzó su primera criticidad, se han construido y explotado más de 840 reactores de investigación. En la actualidad, siguen en funcionamiento unos 235 reactores de investigación en 54 países. Los reactores de investigación, junto con las centrales nucleares, son los establecimientos nucleares más comunes del mundo.

*Reactor de investigación* es un término general que abarca una amplia gama de reactores no destinados a la producción de energía nucleoelectrónica, desde los conjuntos subcríticos hasta los críticos, y desde los de baja potencia hasta los de alta potencia. No existe una definición única de *reactor de investigación*. La más utilizada por el OIEA se basa en el uso potencial de un reactor de investigación:

“Un reactor de investigación es un reactor nuclear utilizado principalmente para la generación y utilización de flujos neutrónicos y radiaciones ionizantes con fines de investigación y de otro tipo. Se incluyen las instalaciones experimentales relacionadas con el reactor y las instalaciones de almacenamiento, manipulación y tratamiento de materiales radiactivos en el mismo emplazamiento que guardan relación directa con la explotación segura del reactor de investigación. Se incluyen además las instalaciones comúnmente conocidas como conjuntos críticos y conjuntos subcríticos” [3]**Error! Reference source not found.**

Asimismo, la edición de 2018 del *Glosario de Seguridad del OIEA* define *conjunto crítico* como el “Conjunto que contiene *material fisible* destinado a mantener una reacción controlada de fisión en cadena a un nivel de potencia reducido, utilizado para investigar la geometría y composición del núcleo del reactor” [4].

Los reactores de investigación construidos son reactores térmicos o rápidos; en su mayoría, son sistemas heterogéneos, pero también los hay homogéneos. Casi todos los reactores de investigación pueden clasificarse en tres grandes categorías: reactores de tipo piscina, reactores de tipo tanque o reactores de tipo tanque en piscina. Desde principios de la década de 1950, se han construido docenas de reactores de investigación. La construcción de muchos de ellos es singular y cada uno es el único representante de su clase; en otros casos, se trata de construcciones reproducidas en muchos lugares de varios países. Algunos reactores de investigación utilizados habitualmente en actividades de enseñanza y capacitación son [5] el General Nuclear de Aerojet (AGN), el conjunto nuclear de Argonne para la formación universitaria (ARGONAUT), el reactor miniatura fuente de neutrones (MNSR), el experimento crítico de potencia baja segura (SLOWPOKE), el reactor de docencia Siemens-

Unterrichtsreaktor (SUR), el reactor energético agua-agua (WWR), el reactor de investigación normalizado (IRT, del ruso “Исследовательский Реактор Типовой”) y los reactores de investigación TRIGA (capacitación, investigación e isótopos de General Atomics), entre otros.

No existe una clasificación única y global de los reactores de investigación en función de su potencia de flujo neutrónico o térmico, que son equivalentes. En este Prontuario, se pueden considerar dos clasificaciones utilizadas por el OIEA. En la publicación N° NP-T-5.3 de la *Colección de Energía Nuclear del OIEA, Applications of Research Reactors* [6], se definen cinco límites de potencia en función de las posibles aplicaciones de los reactores de investigación: hasta 1 kW, hasta 100 kW, hasta 1 MW, hasta 10 MW y por encima de los 10 MW. Estos límites reflejan la aplicación potencial de los reactores de investigación y se trata de una clasificación útil para quienes se interesan por la utilización de los reactores de investigación. Por otro lado, la Base de Datos de Reactores de Investigación del OIEA (RRDB) aplica la siguiente clasificación basada en la potencia de los reactores de investigación: inferior a 1 kW, superior o igual a 1 kW e inferior a 1 MW y superior o igual a 1 MW [5].

La RRDB también utiliza una clasificación de los reactores de investigación basada en el flujo neutrónico que puede utilizarse en el reactor de investigación. Un reactor de investigación de flujo bajo posee un flujo neutrónico de hasta  $10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ; un reactor de flujo medio tiene un flujo neutrónico situado en el rango entre  $10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$  y  $10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ , y un reactor de investigación de flujo alto se sitúa por encima de  $10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ . Estos niveles de flujo también definen las posibles aplicaciones de los reactores de investigación. Dado que la relación entre el flujo neutrónico y la potencia depende en gran medida del diseño del reactor, no puede establecerse una correspondencia exacta entre el flujo y la potencia, pero sí puede utilizarse la correlación aproximada que se ofrece a continuación: los reactores de investigación de flujo bajo suelen tener una potencia nominal de hasta 1 MW, los de flujo medio se sitúan entre los 100 kW y los 20 MW y los de flujo alto tienen potencias superiores a 10 MW. A la hora de considerar las actividades didácticas, hay que tener en cuenta determinados aspectos. Un gran número de ejercicios en reactores requiere que el reactor se dedique enteramente a la realización de secuencias operacionales específicas o que funcione a un nivel de potencia que puede considerarse de *baja potencia*. Este es el caso cuando se realizan ejercicios a potencias inferiores a 1 kW para excluir los efectos de realimentación de la temperatura, o a 100 kW para excluir los efectos de envenenamiento. Dado que los reactores de flujo medio y alto tienen unos costos de explotación elevados y suelen utilizarse en múltiples actividades, su flexibilidad para atender las actividades educativas puede ser limitada. Teniendo en cuenta estos diferentes aspectos, en este Prontuario se ha adoptado la siguiente terminología: con *baja potencia*, *media potencia* y *alta potencia*, respectivamente, se hace referencia a los reactores de investigación con una potencia de hasta 1 MW, de 1 a 10 MW y superior a 10 MW.

Los reactores de investigación son diferentes de los reactores nucleares de potencia y son muy diversos en su diseño, modo de operación, utilización y riesgos conexos. Los reactores de investigación funcionan a menor potencia, menor temperatura y menor presión que las centrales nucleares. Además, hay una diferencia esencial en la construcción de los reactores de investigación, que están diseñados para funcionar con potencias que varían en diez órdenes de magnitud (desde mW hasta cientos de MW), y algunos reactores de investigación, que pueden funcionar tanto en estado estacionario (modo estándar) como en modo de pulsos. Otra característica específica de los reactores de investigación es la flexibilidad de su operación (cambios frecuentes en la configuración del núcleo y la potencia, ejecución habitual de las secuencias de puesta en marcha y parada) y de la instrumentación experimental, así como las frecuentes variaciones en la instrumentación. Además, sobre todo en el caso de los de baja

potencia, su operación suele estar a cargo de un pequeño grupo de personal, compuesto por personal investigador y docente, y a menudo también de estudiantes.

Desde el punto de vista de la seguridad, las actividades que se llevan a cabo en los reactores de investigación requieren una atención especial, ya que las características de este tipo de instalaciones nucleares experimentan cambios frecuentes y significativos, entre los que se incluyen:

- a) manipulaciones de componentes del núcleo del reactor en el núcleo o cerca del núcleo;
- b) importante reactividad equivalente;
- c) cambios rápidos y frecuentes en la potencia del reactor de investigación;
- d) demora en los efectos de realimentación negativa a bajos niveles de potencia, esto es, por debajo de unos pocos kW;
- e) incidencia de la instrumentación experimental y de las muestras en el núcleo y el reflector, y
- f) posibles interacciones entre los experimentos y el funcionamiento del reactor.

## 2.5. REQUISITOS ESPECÍFICOS DE LA ENSEÑANZA EN LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

De acuerdo con la prolongada experiencia de muchos Estados Miembros, la enseñanza en reactores de investigación presenta requisitos específicos que pueden causar dificultades que limiten o incluso entorpezcan la instauración de un programa didáctico en un reactor de investigación. Estas dificultades pueden ser de diversa índole, como el tiempo de funcionamiento disponible de los reactores de investigación para fines didácticos, la disponibilidad del personal del reactor de investigación, la posibilidad de obtener la instrumentación y su disponibilidad, así como los aspectos económicos de dedicar un reactor de investigación únicamente a fines didácticos.

La enseñanza podría ser una importante fuente de ingresos solo para los reactores universitarios de baja potencia. A menudo, las universidades carecen de fondos para sufragar los gastos de explotación de los reactores de investigación. El apoyo financiero a la educación suele proceder del gobierno o la industria, o de subvenciones y proyectos nacionales e internacionales de investigación y docencia. El personal de los reactores de baja potencia o de los conjuntos críticos suele ser muy reducido y todos los miembros desempeñan varias funciones relacionadas con la operación de estos reactores. En el caso de los reactores de investigación gestionados por las universidades, el profesorado y demás personal docente de la institución pueden unirse al personal de operación del reactor de investigación como docentes y, en algunos casos, como parte del equipo de operación.

Por lo general, los reactores de investigación se utilizan para varias aplicaciones diferentes, y son pocos en el mundo los que se dedican exclusivamente a la enseñanza. En la planificación estratégica de la utilización de un reactor de investigación es muy importante abordar las prioridades tanto a corto como a largo plazo. La combinación de varias aplicaciones requiere distintos tipos de instrumentación, lo que implica mayores inversiones y mayores costos de explotación, mantenimiento y actualización. También requiere más personal, como, por ejemplo, docentes para la enseñanza, personal investigador especializado para I+D, personal de operación de reactores para actividades específicas, como puede ser la producción de radioisótopos, y, en caso de que los reactores de investigación participen de forma significativa en el suministro de productos y servicios comerciales, puede ser también necesario personal de *marketing*. La ampliación de los ámbitos de aplicación en los que se utiliza un determinado reactor de investigación supone asimismo variedad de clientes, con estilos de trabajo y

presupuestos distintos, tales como universidades, institutos de investigación, organizaciones gubernamentales e internacionales o empresas industriales.

La enseñanza en un reactor de investigación presenta varias limitaciones que deben resolverse si sus responsables se plantean usarlo para la docencia. El tiempo de utilización de los reactores de investigación con fines didácticos se limita al necesario para las clases y los experimentos y debe coordinarse con la planificación de otras actividades. Normalmente, las horas de reactor requeridas para las actividades docentes siguen un patrón típico en el que la máxima demanda se concentra, durante el curso académico, en las franjas de lunes a viernes de 9.00 a 13.00 horas y de 14.00 a 17.00 horas.

La planificación del horario de operación de los reactores de investigación, incluidas las actividades de enseñanza y capacitación, debe coordinarse teniendo en cuenta otras actividades realizadas en la instalación (investigación, irradiaciones, mantenimiento u otras). Esta es, junto con los elevados costos de explotación, una de las razones por las que los reactores polivalentes de alta potencia no suelen utilizarse para realizar actividades didácticas con carácter habitual, con la excepción de la participación de estudiantes de posgrado en proyectos de I+D.

La enseñanza en un reactor de investigación es específica y difiere del trabajo científico y de investigación que se desarrolla en los reactores de investigación. Debido a los costos de inversión y operación de un reactor de investigación, la enseñanza en esos reactores resulta cara en comparación con otros tipos de laboratorios universitarios. Esto significa que el uso de un reactor de investigación con fines didácticos debe planificarse eficazmente para evitar incurrir en gastos de explotación elevados e innecesarios. Utilizar equipos experimentales de última generación en las universidades y los reactores de investigación, así como metodologías desarrolladas específicamente para la enseñanza y la capacitación son tendencias extendidas por todo el mundo en la actualidad. Impartir una educación eficaz en un reactor de investigación implica adaptar la metodología docente a los estudios previos del alumnado y utilizar la instrumentación experimental didáctica adecuada. Con ello se asegura que la enseñanza que se lleva a cabo en los reactores de investigación sea eficaz para el alumnado. Para hacer frente a los elevados gastos de explotación de los reactores de investigación, es necesario, además, utilizar el tiempo de funcionamiento de los reactores de investigación de la forma más eficiente posible.

Para la enseñanza del alumnado de grado y maestría se requieren actividades específicas y, en ocasiones, una instrumentación didáctica especial. El equipo experimental de uso corriente puede ser demasiado complicado o sus principios de funcionamiento no ser claros para el alumnado. En ese caso, es necesario preparar o adquirir instrumentos didácticos especiales. Lo mejor es utilizar instrumentación sencilla para realizar el experimento, que debería centrarse en demostrar los fenómenos uno por uno y en visualizar o ilustrar el fenómeno estudiado. En cuanto al alumnado de doctorado, se supone que poseen conocimientos suficientes para comprender fenómenos complicados y complejos, y suelen utilizar los equipos experimentales habituales en la investigación.

Al realizar un experimento didáctico, resulta eficaz utilizar varias líneas de medición paralelas, cada una de ellas dotada de equipos similares. Cada línea puede ser utilizada por un grupo distinto de estudiantes, lo que permite que varios de ellos realicen el experimento simultáneamente, de modo que se optimiza el uso del tiempo de los reactores de investigación. Por ejemplo, las mediciones de flujo pueden realizarse con varios detectores situados en diferentes posiciones, o pueden irradiarse varias muestras de manera simultánea y su actividad puede medirse posteriormente con distintos espectrómetros gamma. El número óptimo de estudiantes por grupo suele ser de 2 a 3, ya que no hay tareas para más y podrían perder el interés, aburrirse o molestar

a los demás. El número de líneas de medición es el factor principal que limita el número de estudiantes que pueden admitirse en un experimento de este tipo. Por otro lado, incrementar las líneas de medición requiere más espacio y una mayor inversión de fondos.

Se necesita un aula o una zona para impartir clases, donde el profesorado pueda repetir brevemente la teoría necesaria y describir los ejercicios. La mejor solución es configurar el aula (o la zona de clases) directamente en la sala del reactor de investigación (o, en su caso, en la sala de control), donde el alumnado pueda empezar los ejercicios prácticos poco después de que termine la clase. Es suficiente que el aula esté situada en el edificio del reactor de investigación (o en el mismo edificio, cuando se trate de instalaciones que comparten el edificio con otras instalaciones), aunque el procedimiento de entrada a la sala del reactor puede requerir una cantidad de tiempo significativa que hay que tener en cuenta a la hora de programar las actividades. Utilizar un aula en otro edificio es una solución ineficaz porque la logística (por ejemplo, tener que ponerse los abrigos y los zapatos y caminar hasta otro edificio y repetir este proceso en la sala del reactor de investigación) mermaría la capacidad del alumnado para concentrarse en el ejercicio.

Para la capacitación práctica sobre la operación del reactor de investigación, se necesita espacio suficiente en la sala de control. Algunas instalaciones pueden tener una sala de control de uso pedagógico. En varios ejercicios, en particular, en los estudios sobre la cinética y la dinámica de los reactores, se necesita un acceso directo a los datos de operación; para ello, puede darse acceso a la instrumentación de operación, normalmente, en la sala de control, o recurriendo a tecnologías de la información (TI). Antes de iniciar una actividad didáctica, es necesario preparar de antemano para el alumnado un libro de texto impreso o electrónico que contenga una breve introducción a la teoría, los objetivos principales de los ejercicios, los procedimientos de medición, el tratamiento de los datos y los procedimientos de evaluación, incluidas las instrucciones de seguridad necesarias. Se recomienda la diferenciación visual entre estudiantes y personal, especialmente, para casos de emergencia. Para inculcar en el alumnado la cultura de la seguridad, es obligatorio que las salas de los reactores de investigación estén ordenadas y limpias y que el profesorado y el personal de los reactores tengan un comportamiento profesional en todas las tareas rutinarias. Los aspectos prácticos relacionados con la operación segura de un reactor de investigación (protección radiológica, cuestiones de seguridad tecnológica y física) son una parte importante de la educación y no deberían descuidarse.

Se dice que la vida media del alumnado es de solo un año, lo que significa que cada curso académico empieza a trabajar alumnado nuevo en el reactor de investigación y no suele haber tiempo suficiente para realizar varios ejercicios con el mismo grupo de estudiantes. Los ejercicios en reactores de investigación suelen formar parte de los planes de estudios universitarios al uso. Para un ejercicio en reactor, no se suele disponer de más de tres horas; de ese modo, se mantiene la atención del alumnado, quien puede concentrarse en el ejercicio para asegurar que la enseñanza sea eficaz. Por lo general, en un curso no se realizan más de diez ejercicios. Al profesorado universitario y demás personal docente se les suele pedir que realicen los mismos ejercicios en reactores básicos cada año, lo que significa que con solo unos pocos ejercicios se ocupa entre el 80 % y el 90 % del tiempo dedicado a la enseñanza en los reactores de investigación. El resto del tiempo se asigna a alumnado con intereses especiales. Es importante tenerlo en cuenta a la hora de preparar el componente docente del uso de los reactores de investigación. Para que la enseñanza en un reactor de investigación sea eficaz y sostenible y se mantenga a largo plazo, es esencial que los ejercicios tengan una alta calidad. Los beneficios que reporta centrarse en preparar un programa bien estructurado con un número sucinto de ejercicios son mayores que los que genera elaborar una larga lista de ejercicios.



## 2.6. EL USO DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN EN LA ENSEÑANZA

Los dos cuadros siguientes pueden servir de primera orientación para preparar ejercicios didácticos en los que se utilice un reactor de investigación. También pueden ser una fuente de información para el personal investigador de las universidades, las instituciones de investigación o los propios reactores de investigación, así como para los estudiantes.

En el cuadro 1, una matriz simple muestra la concomitancia entre los ejercicios de reactores y disciplinas universitarias. El cuadro 2 expone, también en una matriz, la correspondencia entre los ejercicios en reactores de investigación y la potencia de los reactores.

CUADRO 1. MATRIZ QUE INDICA LA APLICACIÓN PREVISTA DE LOS EJERCICIOS DE ESTE PRONTUARIO A ALGUNAS DISCIPLINAS UNIVERSITARIAS

Ejercicio en reactores	Ing. nuclear	Ing. nucleo-eléctrica	Ing. mecánica	Ing. eléctrica	Aplicaciones neutrónicas	Ciencias nucleares	Arqueología y geología	Ciencias de la tierra y el medio ambiente	Ciencias biológicas	Patrimonio cultural	Ensayos no destructivos
Experimentos de criticidad	×	×	×	×							
Caracterización del flujo neutrónico	×	×	×	×							
Cinética de reactores	×	×	×	×							
Dinámica de reactores	×	×	×	×							
Efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo	×	×	×	×							
Mediciones de reactividad	×	×	×	×							
Calibración de la potencia del reactor	×	×	×	×							
Instrumentación del reactor	×	×	×	×							
Seguridad de reactores (seguridad nuclear)	×	×	×	×							
Protección radiológica	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
Análisis por activación neutrónica	×				×	×	×	×	×	×	×
Radiografía neutrónica					×	×	×	×	×	×	×

Producción de radioisótopos, transmutación		x				
Química nuclear y radioquímica	x	x			x	x
Radiotrazadores		x		x	x	x
Geocronología		x		x		
Experimentos con haces de neutrones		x	x			

---

CUADRO 2. MATRIZ QUE INDICA LA RELACIÓN ENTRE LOS EJERCICIOS DE ESTE PRONTUARIO Y LA POTENCIA DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Ejercicio en reactor	Conjunto subcrítico	Hasta 1 kW	Hasta 100 kW	Hasta 1 MW	Hasta 10 MW	Superior a 10 MW
Experimento de criticidad		×	×	×		
Caracterización del flujo neutrónico	×	×	×	×		
Cinética de reactores		×	×	×		
Dinámica de reactores		×	×	×		
Efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo			×	×		
Mediciones de reactividad	×	×	×	×		
Calibración de la potencia del reactor			×	×		
Instrumentación del reactor	×	×	×	×	×	×
Seguridad de reactores (seguridad nuclear)	×	×	×	×	×	×
Protección radiológica	×	×	×	×	×	×
Análisis por activación neutrónica		×	×	×	×	×
Radiografía neutrónica		×	×	×	×	×
Producción de radioisótopos, radiotrazadores				×	×	×
Química nuclear y radioquímica				×	×	×
Transmutaciones neutrónicas			×	×	×	×
Geocronología				×	×	×
Experimentos con haces de neutrones			×	×	×	×

### 3. PANORAMA GENERAL DE LA SEGURIDAD NUCLEAR EN LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Como se describe en la sección 2.3, todas las contrapartes que participan en las actividades educativas que se llevan a cabo en los reactores de investigación deberían comprender con claridad y aplicar cabalmente la seguridad nuclear. Esto afecta a la entidad explotadora de los reactores de investigación y a toda persona usuaria, entre ellas, profesorado y estudiantes. Esta sección ofrece un panorama general de los conceptos básicos de la seguridad nuclear, incluidas las referencias del OIEA, y aborda la protección radiológica y la gestión de los desechos. El objetivo de esta sección es dar a conocer los aspectos de seguridad relacionados con la puesta en práctica y la realización de los ejercicios en reactores. Puede utilizarse como base para difundir la cultura de la seguridad y las buenas prácticas en la operación y la utilización de los reactores.

#### 3.1. CONCEPTOS BÁSICOS DE SEGURIDAD NUCLEAR

##### 3.1.1. Antecedentes

La seguridad nuclear, a la que las publicaciones del OIEA suelen referirse de forma abreviada como *seguridad*, se define en la terminología del *Glosario de Seguridad del OIEA* [4] como la “Consecución de condiciones de funcionamiento adecuadas, prevención de accidentes y mitigación de sus consecuencias, cuyo resultado es la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente frente a riesgos radiológicos indebidos”. La seguridad nuclear abarca tanto los riesgos que se dan en circunstancias normales como los que son consecuencia de incidentes o accidentes, entre ellos, las posibles consecuencias directas de una pérdida de control sobre el núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva u otra fuente de radiación. Teniendo en cuenta la alta prioridad que debe conferirse a la seguridad, en toda actividad didáctica que se realice en la instalación del reactor (incluidas las visitas), es importante centrarse en todos los aspectos de la seguridad relacionados con la operación y la utilización del reactor.

La seguridad también suele asociarse con la seguridad física y las salvaguardias<sup>2</sup> en relación con la instauración de un marco legislativo y reglamentario adecuado para garantizar los usos pacíficos y evitar los usos no pacíficos de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes. Todas ellas se incluyen en el concepto denominado 3S (seguridad tecnológica, seguridad física y salvaguardias), que puede aplicarse a los reactores de investigación y sus actividades. La seguridad tecnológica, la seguridad física y las salvaguardias deben tenerse en cuenta no solo durante la operación de un reactor nuclear, sino durante todas las etapas de su vida útil (planificación, selección de un emplazamiento, diseño, fabricación y construcción, puesta en servicio, explotación, clausura, levantamiento del control reglamentario o cierre), a las que hay que añadir el transporte de materiales radiactivos y la gestión de desechos radiactivos. En función de los planes de estudios y de los objetivos pedagógicos, las actividades didácticas de un reactor de investigación pueden abordar aspectos concretos de la seguridad tecnológica, la seguridad física y las salvaguardias.

---

<sup>2</sup> De acuerdo con el *Glosario de Seguridad del OIEA* [4], el término *seguridad* se define del siguiente modo: “Prevención y detección de actos delictivos o actos intencionales no autorizados que están relacionados con materiales nucleares, otros materiales radiactivos, instalaciones conexas o actividades conexas, o que vayan dirigidos contra ellos, así como la respuesta a esos actos.” El término *salvaguardias* guarda relación con la no proliferación de armas nucleares, con la detección temprana de usos indebidos de materiales o tecnologías nucleares y con la provisión de garantías creíbles de que los Estados están cumpliendo sus obligaciones de salvaguardias. Los aspectos vinculados a las salvaguardias deben tenerse en cuenta, por ejemplo, al realizar experimentos en reactores que impliquen la carga o descarga de combustible de un reactor.

Cabe mencionar que la seguridad tecnológica y física tienen un objetivo similar: proteger a las personas, al público y al medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Por lo tanto, es esencial una interfaz adecuadamente gestionada entre la seguridad tecnológica y la seguridad física para garantizar la protección de las personas y el medio ambiente frente a las amenazas relacionadas con la seguridad física de los reactores de investigación y los peligros radiológicos asociados a ellos. Según la publicación *Principios fundamentales de seguridad* (2007), de la colección de *Nociones Fundamentales de Seguridad del OIEA*, “Las medidas de seguridad tecnológica y física deben diseñarse y aplicarse en forma integrada, de modo que las medidas de seguridad física no comprometan la seguridad tecnológica y las medidas de seguridad tecnológica no comprometan la seguridad física”.

La operación y utilización de los reactores de investigación deben cumplir las condiciones de la licencia y los límites y condiciones operacionales (véanse las definiciones en el anexo). Además, deben llevarse a cabo de acuerdo con la documentación de seguridad de la instalación y los procedimientos operacionales aprobados.

En las secciones siguientes se ofrecen descripciones relacionadas con los principios y enfoques fundamentales de la seguridad nuclear, en particular, la organización del control de la seguridad, la cultura favorable a la seguridad (también llamada *cultura de la seguridad*), el concepto de defensa en profundidad, los documentos de seguridad y operación, la seguridad en la utilización de los reactores de investigación y el enfoque graduado. También se incluyen en las secciones pertinentes de este Prontuario consideraciones de seguridad para tipos específicos de utilización y de actividades realizadas en los reactores de investigación.

### **3.1.2. Objetivo, principios y conceptos fundamentales de la seguridad**

#### *3.1.2.1. Objetivo y principios fundamentales de la seguridad*

De acuerdo con la publicación del OIEA *Principios fundamentales de seguridad* (2007) [7], “el objetivo fundamental de proteger a las personas —individual y colectivamente— y el medio ambiente [contra los efectos nocivos de la radiación ionizante] debe alcanzarse sin restringir indebidamente la explotación de las instalaciones o la realización de actividades que sean fuente de riesgos asociados a las radiaciones. Para garantizar que las instalaciones se operen y las actividades se realicen de modo que se logre el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar, es necesario adoptar medidas con el fin de:

- a) controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la descarga de material radiactivo al medio ambiente;
- b) reducir la probabilidad de sucesos que puedan dar lugar a una pérdida de control sobre el núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva o cualquier otra fuente de radiación, y
- c) mitigar las consecuencias de esos sucesos, cuando se produzcan”.

La publicación *Principios fundamentales de seguridad* [7] es la base para establecer los requisitos de seguridad. Aborda la seguridad nuclear y radiológica y es aplicable en su totalidad a todas las instalaciones y actividades y a todas las etapas de la vida útil de una instalación. Ello comprende las actividades conexas de transporte de material radiactivo y gestión de los desechos radiactivos.

Por lo que respecta a la aplicación efectiva de estos objetivos y principios en el caso de que se implemente un programa docente en los reactores de investigación, los principios básicos que recoge la publicación *Principios fundamentales de seguridad* [7] son los siguientes:

- a) Principio 1. Responsabilidad de la seguridad: “La responsabilidad primordial de la seguridad debe recaer en la persona u organización a cargo de las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones”. Quien sea titular de la licencia mantiene esta responsabilidad a lo largo de la vida útil de las instalaciones y actividades, y no puede delegarla.
- b) Principio 2. Función del gobierno: “Debe establecerse y mantenerse un marco de seguridad jurídico y gubernamental eficaz, que incluya un órgano regulador independiente”.
- c) Principio 3. Liderazgo y gestión en pro de la seguridad: “Deben establecerse y mantenerse un liderazgo y una gestión que promuevan eficazmente la seguridad en las organizaciones que se ocupan de los riesgos asociados a las radiaciones, y en las instalaciones y actividades que los generan”.
- d) Principio 5. Optimización de la protección: “La protección debe optimizarse para proporcionar el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar”. “Para determinar si los riesgos asociados a las radiaciones corresponden al nivel más bajo que es razonablemente posible alcanzar, todos esos riesgos, ya sea que se deriven de las operaciones normales o de condiciones anormales o de accidente, deben evaluarse *a priori* (aplicando un enfoque diferenciado) y periódicamente a lo largo de toda la duración de las instalaciones y actividades”.

### 3.1.2.2. Cultura de la seguridad

La cultura de la seguridad se fomenta en la entidad para que las actitudes del personal y las actuaciones e interacciones de todas las personas y entidades propicien que las actividades se lleven a cabo con seguridad durante la operación de la instalación. Según la definición del OIEA, la cultura que favorece la seguridad, comúnmente denominada *cultura de la seguridad*, es el “conjunto de características y actitudes de organizaciones y personas que hace que, como prioridad absoluta, los problemas de protección y seguridad reciban la atención que merecen por su importancia” [4]. La aplicación de la cultura de la seguridad en un reactor supone conferir la máxima prioridad a la seguridad y que todo el personal del reactor, desde la alta dirección hasta el personal de operación, mantenimiento, utilización, administración y apoyo comprendan esta prioridad primordial.

La cultura de la seguridad es pertinente para todas las instalaciones nucleares y sus actividades. Cabe señalar que la operación y la utilización de los reactores de investigación deberían considerarse dos actividades con sus limitaciones específicas pero interdependientes. El personal de operación y de experimentación debe tener en cuenta estas limitaciones (entre otras, el tiempo limitado del haz de neutrones para realizar un ejercicio o el cumplimiento estricto de la planificación en la producción de radioisótopos), que pueden dar lugar a conflictos entre producción y seguridad. Por este motivo, la cultura de la seguridad es muy importante y debería fomentarse tanto entre el personal de operación como entre los usuarios de los reactores de investigación. Debe prestarse especial atención a la necesidad de prevenir los fallos humanos y a la importancia de tener en cuenta factores humanos y organizativos en el sistema de gestión.

El concepto de cultura de la seguridad también debería explicarse y promoverse en las clases y durante las actividades de enseñanza y capacitación en reactores de investigación, haciendo hincapié en su aplicación práctica.

### 3.1.2.3. Concepto de defensa en profundidad

La aplicación del concepto de defensa en profundidad en el diseño, la operación y la utilización de los reactores de investigación protege contra incidentes y accidentes operacionales previstos, entre ellos, los debidos a fallos del equipo o actuaciones humanas inapropiadas dentro de la instalación y los sucesos causados por riesgos externos.

La defensa en profundidad brinda distintos niveles de defensa atendiendo a características intrínsecas, equipos y procedimientos con el fin de prevenir accidentes y garantizar la protección de las personas y el medio ambiente frente a los efectos nocivos de la radiación, y mitigar las consecuencias en caso de que se produzca un accidente. La independencia de los distintos niveles de defensa es un aspecto clave para evitar que el fallo de un determinado nivel de defensa  $n$  provoque el fallo del nivel de defensa  $n+1$ .

Los objetivos generales del concepto de la defensa en profundidad son:

- a) mitigar las consecuencias de los fallos humanos y de los equipos;
- b) mantener la eficiencia de las barreras de confinamiento mediante la prevención de daños a la instalación y a las propias barreras, y
- c) proteger al público y al medio ambiente en caso de fallo de las barreras.

La aplicación del concepto de defensa en profundidad en el caso de un reactor de investigación o de un dispositivo experimental incluye su consideración en la fase de diseño y la adopción de una serie de barreras físicas, así como características de seguridad intrínsecas que contribuyen a la eficacia de esas barreras. Por ejemplo, los dispositivos experimentales que contienen materiales fisibles o radiactivos, o metales líquidos como el sodio-potasio o el sodio, están equipados con dos barreras que separan los materiales irradiados del refrigerante del reactor para evitar reacciones químicas que podrían dañar el combustible del núcleo y provocar una emisión importante de productos de fisión al medio ambiente. El espacio entre las dos barreras del dispositivo suele llenarse con un gas inerte presurizado. La vigilancia de la estanqueidad de las barreras se garantiza mediante la monitorización de variaciones en la presión del gas inerte, lo que permite emitir alarmas e iniciar medidas de seguridad en caso de que se detecte una fuga de gas.

### 3.1.2.4. Enfoques deterministas y probabilistas de la evaluación de la seguridad

En la mayoría de los reactores de investigación, la consideración de los objetivos y los requisitos de seguridad en el diseño y su demostración se basa principalmente en un enfoque determinista que utiliza datos envolventes con las configuraciones más conservadoras del núcleo y los experimentos. Esto guarda coherencia con la publicación N° SSR-3 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* [3], *Seguridad de los reactores de investigación*, que, en el análisis de la seguridad, tiene en cuenta una selección de sucesos iniciadores postulados (SIP) resultado de un fallo del equipo, un mal funcionamiento del sistema, un error humano o un riesgo interno o extremo.

También podría utilizarse una evaluación probabilista de la seguridad (EPS) de forma complementaria a los métodos deterministas. A este respecto, cabe señalar que los estudios probabilistas son útiles para detectar puntos débiles en el diseño de la instalación de reactores de investigación o para evaluar de forma cuantitativa las mejoras derivadas de las modificaciones. El uso de los métodos EPS también podría facilitar una mejor comprensión de los sistemas, estructuras y componentes de relevancia para la seguridad, así como sus interacciones.



### 3.1.2.5. Documentos de seguridad y operacionales

Un documento importante que debe preparar la entidad explotadora es el informe de análisis de seguridad (SAR). El propósito de este documento es demostrar la seguridad del diseño del reactor de investigación y proporcionar la base para su operación segura. Se solicita durante la interacción entre la entidad explotadora y el órgano regulador en el proceso de concesión de licencias. La publicación N° SSG-20 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report (Rev. 1)* [8], proporciona orientaciones detalladas sobre el contenido y la preparación de un SAR. Este documento comprende el análisis de la seguridad que investiga la respuesta de un reactor de investigación a una serie de SIP y sirve de base para determinar los límites y condiciones operacionales, así como los requisitos de seguridad que deben aplicarse en el diseño de componentes y sistemas importantes para la seguridad.

El SAR también comprende información adicional pertinente relacionada con la seguridad. Esta información incluye las características del emplazamiento, las características del edificio, los objetivos de seguridad y los requisitos de diseño técnico, la descripción pormenorizada de la instalación (reactor, sistemas de refrigeración, sistemas de I+C, sistemas de monitorización radiológica, suministro de energía eléctrica, etc.), los usos del reactor y la realización de las operaciones, la protección radiológica y la evaluación del impacto ambiental, la puesta en servicio y la clausura, la planificación y preparación para casos de emergencia, así como el sistema de gestión y garantía de calidad.

Visitar un reactor de investigación para conocer su tecnología, instrumentación experimental y operación es una experiencia muy valiosa para aprender y comprender los principios básicos de los reactores nucleares y familiarizarse con los enfoques de seguridad aplicados en el diseño y la explotación de los reactores. A modo de ejemplo, se puede utilizar la puesta en servicio de un reactor y la ejecución de los procedimientos de la lista de comprobación para mostrar la aplicación práctica de los procedimientos operacionales y la metodología desarrollados para la aplicación de un enfoque de seguridad básica en un reactor de investigación con los conceptos de defensa en profundidad, redundancia, diversidad, segregación o separación física, uso de sistemas pasivos, control de calidad, así como el uso de un enfoque conservador en la tecnología o la operación del reactor.

### 3.1.2.6. Enfoque graduado

Este importante tema se aborda en la publicación N° SSG-22, *Use of a Graded Approach in the Safety Requirements for Research Reactors*, de la *Colección de Normas de Seguridad* [9]. Las disposiciones del diseño, la aplicación del concepto de defensa en profundidad y el esfuerzo y grado de detalle en los análisis de seguridad, la documentación, los procedimientos operacionales relativos a los límites y condiciones operacionales y los recursos dedicados a la seguridad y su supervisión deberían ser proporcionales a los riesgos potenciales del reactor de investigación.

La graduación debería tener en cuenta el inventario de materiales radiactivos, los medios para su difusión, las características del emplazamiento, la calidad del edificio de confinamiento o contención y la proximidad de la población.

El objetivo es garantizar que los esfuerzos de la entidad explotadora y de seguridad sean acordes a la importancia de los problemas de seguridad que deban abordarse.

### 3.1.2.7. Aspectos de seguridad en la utilización de reactores de investigación

Los experimentos o irradiaciones que se realizan en los reactores de investigación son muy diversos, en función de las características de las instalaciones implicadas. Los dispositivos experimentales se colocan generalmente en el núcleo del reactor, en su reflector o cerca de su periferia. Las muestras irradiadas están separadas del refrigerante del reactor por una o varias barreras. En las irradiaciones que se realizan en dispositivos experimentales pueden utilizarse:

- a) materiales diversos destinados a aplicaciones industriales, I+D o enseñanza y capacitación;
- b) blancos para la producción de radioisótopos de uso médico o destinados a otras aplicaciones, y
- c) muestras de combustible contenidas en circuitos experimentales en los que las condiciones termohidráulicas corresponden a situaciones de incidente o accidente en centrales nucleares. En un experimento de este tipo, la muestra de combustible puede sufrir un fallo de la vaina o fundirse.

Los proyectos de experimentación y modificación de reactores de investigación comparten varios aspectos desde el punto de vista de la gestión de la seguridad, entre ellos, la organización, el análisis de la seguridad y la gestión de las autorizaciones y ensayos de puesta en servicio. Por ese motivo, el OIEA publicó en 2012 *Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors*, N° SSG-24 de las *Normas de Seguridad* [10]. Este documento es aplicable a todos los experimentos y ejercicios didácticos realizados en los reactores de investigación.

Según estas normas de seguridad, la entidad explotadora de reactores de investigación debería mantener la responsabilidad en los aspectos de seguridad relacionados con los experimentos y ejercicios didácticos, aunque su diseño y su ejecución recaigan en otras entidades, como pueden ser centros de investigación, universidades, hospitales e industrias.

El comité de seguridad debe examinar la seguridad de los nuevos experimentos y ejercicios didácticos que se realicen, y puede formular recomendaciones a la entidad explotadora.

La publicación N° SSG-24 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* recomienda lo siguiente:

- a) el órgano regulador establece y aplica un proceso de autorización para los experimentos que vayan a realizarse en el reactor de investigación que incluye la posibilidad de autorizaciones internas dentro de la entidad explotadora con arreglo a criterios bien definidos;
- b) deberían instaurarse procedimientos para el análisis de la seguridad y la aprobación de los experimentos;
- c) los proyectos experimentales deberían clasificarse en función de su importancia para la seguridad en el marco de un enfoque graduado;
- d) los experimentos que tengan una relevancia fundamental o significativa para la seguridad deberían diseñarse siguiendo los mismos principios de seguridad que el propio reactor (es decir, aplicando el concepto de defensa en profundidad y el criterio del fallo único) y deberían someterse al examen y la aprobación del órgano regulador, y
- e) los experimentos con un impacto menor o nulo en la seguridad del reactor podrían estar sujetos a una autorización interna dentro de la entidad explotadora.

Estas normas de seguridad también establecen una lista de aspectos de seguridad específicos que deberían explorarse para cada experimento, como, por ejemplo:

- a) la reactividad equivalente del dispositivo experimental, que debería ajustarse a los límites y condiciones operacionales (margen de parada);
- b) el sistema de protección asociado al experimento para garantizar la protección del reactor;
- c) el calor generado en el dispositivo experimental y la adecuación del sistema de refrigeración para su eliminación;
- d) los riesgos asociados a un dispositivo experimental presurizado, principalmente, respecto de los elementos importantes para la seguridad;
- e) la compatibilidad entre los distintos materiales del dispositivo experimental (el riesgo de corrosión y el riesgo de formación de eutécticos);
- f) la posible interacción entre el dispositivo experimental y el reactor (la perturbación del flujo neutrónico o las interacciones mecánicas), y
- g) la actualización de los documentos de seguridad (los SAR, los límites y condiciones operacionales, los procedimientos de emergencia, etc.).

Los elementos anteriores ponen de relieve la importancia de un reconocimiento minucioso desde el punto de vista de la seguridad de todas las posibles interacciones entre los dispositivos experimentales y el reactor.

### *3.1.2.8. Panorama general de los riesgos asociados a la utilización de reactores de investigación*

Muchos reactores de investigación situados en campus universitarios o institutos de investigación se utilizan para la enseñanza y la capacitación de estudiantes, ingenieros y profesionales de la industria nuclear, incluido el personal de operación de los reactores de investigación y las centrales nucleares, así como especialistas de los órganos reguladores. En las actividades de capacitación en las que el alumnado puede adquirir experiencia práctica sobre la operación de los reactores de investigación (por ejemplo, la aproximación a la criticidad, la puesta en marcha y parada del reactor o el movimiento de las barras de control), es importante utilizar una configuración específica del núcleo con bajo exceso de reactividad<sup>3</sup> para evitar accidentes de reactividad en caso de errores de manipulación.

Los reactores de investigación también son herramientas para la investigación básica y aplicada. Pueden producir una amplia variedad de radioisótopos para aplicaciones médicas e industriales, así como dopado del silicio por transmutación neutrónica a granel para la industria electrónica. Los reactores de investigación también se utilizan para ensayar distintos tipos de combustible y materiales nucleares mediante la irradiación o simulando condiciones de accidente.

Dos de los dispositivos experimentales típicamente utilizados en los reactores de investigación son las cajas de irradiación, que no están instrumentadas, y los circuitos de irradiación, que están instrumentados y pueden refrigerarse con distintos fluidos (agua, gas o metal fundido presurizados). Los circuitos de irradiación se utilizan para estudiar el comportamiento de los combustibles de las centrales nucleares en condiciones normales y de accidente. Los parámetros de operación de los dispositivos experimentales, como la presión, la temperatura y el caudal de refrigerante, se monitorean de forma continua durante la irradiación. Cuando se superan los límites de seguridad, las medidas de seguridad activan una parada automática del reactor.

---

<sup>3</sup> La cantidad de reactividad excedente respecto a la necesaria para alcanzar la criticidad; se incorpora a un reactor (mediante el uso de combustible adicional) con el fin de compensar el quemado de combustible y la acumulación de venenos de los productos de fisión durante la operación. El exceso de reactividad que existe en un reactor recién cargado se equilibra con la posición de las barras de compensación y de control.

El análisis de la seguridad en relación con la puesta en marcha y utilización de un nuevo dispositivo experimental debe abordar no solo el riesgo relativo al propio dispositivo, sino todo riesgo adicional asociado a sus posibles interacciones con la operación y utilización del reactor, sin olvidar los demás dispositivos experimentales. Así se afrontan los posibles efectos en la seguridad del reactor y los SIP, según se aprobara en el diseño del reactor.

La seguridad de las cajas de irradiación se basa en cálculos de calentamiento térmico y aumento de presión, así como en su compatibilidad química y térmica con las muestras irradiadas. Con las cajas de irradiación, se han producido varios incidentes, notificados en el Sistema de Notificación de Incidentes del OIEA para los reactores de investigación, entre ellos, la pérdida de barreras, de la estanqueidad o la rotura completa de la caja, lo que ha provocado la contaminación radiactiva de la piscina y las estructuras de un reactor, y la exposición del personal de operación a dosis.

Entre los principales riesgos asociados a estas actividades se encuentran los siguientes:

- a) la fusión del combustible sometido a ensayo, seguida de una explosión de vapor;
- b) la pérdida de las barreras de confinamiento y la contaminación de la instalación;
- c) la exposición involuntaria a radiaciones del personal de operación y de las personas participantes en el experimento;
- d) las emisiones radiactivas al medio ambiente, y
- e) los accidentes de reactividad que pudieran provocar la irradiación aguda del personal y daños al núcleo del reactor.

Este tipo de sucesos se han producido en varias instalaciones de reactores de investigación [11], lo que ha motivado la aplicación de disposiciones para evitar que se repitan, y mitigar sus consecuencias en caso de que volviesen a ocurrir. La medida más eficaz para prevenir este tipo de accidentes es la aplicación estricta de los límites y condiciones operacionales y de los procedimientos aprobados en las operaciones de manipulación en el núcleo. En los apartados siguientes, se presentan consideraciones de seguridad específicas para determinados programas y actividades de utilización.

### 3.2. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

La protección radiológica, relacionada con la protección del personal, la sociedad y el medio ambiente frente a la radiación generada en el reactor y en su utilización, es parte integrante de la seguridad de los reactores. La publicación N° NS-G-4.6 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors* [12], proporciona orientación sobre los programas de protección radiológica y la gestión de desechos radiactivos para instalaciones de reactores de investigación, incluidas buenas prácticas recomendadas para la ejecución y el aprovechamiento óptimo de dichos programas.

La protección radiológica se basa en tres principios fundamentales: la justificación, la optimización de la protección y los límites de dosis [13]. La justificación del uso de radiación es un proceso por el que se determina si una práctica es beneficiosa en su conjunto, es decir, si los beneficios que su introducción o continuación reportan para las personas y la sociedad superan los perjuicios (incluido el detrimento por la radiación).

La limitación del riesgo para las personas es el proceso por el que se controlan los riesgos de radiación para garantizar que ninguna persona corre un riesgo inaceptable de daños por

radiación. El objetivo principal de la limitación es evitar que una persona expuesta sufra los efectos deterministas y reducir al mínimo los efectos estocásticos.

La optimización de la protección radiológica es un proceso por el que se determina el nivel más alto de seguridad que puede alcanzarse razonablemente, manteniendo las dosis de exposición a la radiación y exposición debida a descargas radiactivas planificadas por debajo de los límites de dosis y tan bajas como sea razonablemente posible.

La vigilancia de un reactor de investigación comprende la monitorización de las instalaciones y la monitorización individual. La monitorización de las instalaciones se centra en las zonas de la sala del reactor y sus alrededores. Se suelen utilizar varios tipos de monitores de radiación fijos o portátiles para monitorizar la contaminación superficial, la contaminación aérea, la contaminación líquida, la monitorización de los desechos sólidos o de las expediciones de material radiactivo. La monitorización individual, también conocida como *monitorización de las personas*, se basa en la medición de las dosis por exposición externa en un reactor de investigación; normalmente, en ella se miden los niveles de radiación neutrónica,  $\beta$  (beta) y  $\gamma$  (gamma). Para la detección de neutrones en la monitorización individual se utilizan diversos dosímetros electrónicos, dosímetros de película fotográfica y termoluminiscentes (DTL), detectores de trazas nucleares, detectores de activación y detectores de burbujas.

Los reactores de investigación suelen estar equipados con instalaciones experimentales y de irradiación que utilizan neutrones u otros tipos de radiación, como la  $\gamma$ , liberada por el núcleo. En estos reactores, también se producen y manipulan combustible quemado y materiales irradiados y activados. Estas instalaciones y actividades pueden suponer un riesgo importante de radiación para el personal. Por lo tanto, deberían aplicarse medidas especiales de vigilancia y protección radiológicas. Esto se aplica específicamente a los tubos de haces de neutrones y a las columnas térmicas, incluso en reactores de baja potencia. Los circuitos o plataformas de irradiación pueden presentar un peligro radiológico importante debido al mayor riesgo de emisión de material radiactivo que se da con altas presiones y temperaturas. En la planificación del programa de protección radiológica de la instalación deberían tenerse en cuenta las cuestiones relacionadas con la posible fusión de los materiales fisibles que suelen estar presentes en los circuitos o las plataformas.

Las zonas radiológicas se delimitan en función de las fuentes de radiación presentes en diferentes áreas dentro de la instalación. Debería haber una demarcación clara entre las distintas zonas radiológicas.

Muy a menudo se instalan bloques de hormigón y blindajes de plomo alrededor de las zonas experimentales equipadas con guías de neutrones para permitir un acceso seguro a estas zonas. En las zonas experimentales, se proporcionan al personal experimentador y operador dosímetros adecuados al tipo de radiación presente. Cuando en la zona de trabajo se alcanza una dosis o tasa de dosis preestablecida, se activan las alarmas acústicas y visuales.

En la bibliografía encontrará más información sobre protección radiológica.

### 3.3. GESTIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS

Las descargas radiactivas de los reactores de investigación pueden tener forma gaseosa, líquida y sólida. Todos estos tipos de descargas deberían controlarse y monitorizarse para mantener sus cantidades y concentraciones en niveles tan bajos como sea razonablemente posible y por debajo de los límites de descarga autorizados. Para todos los tipos de descargas, se debería

contemplar el reducir al mínimo tanto el contenido de radiactividad como el volumen generado. Debería garantizarse su monitorización para comprobar el cumplimiento de los criterios especificados y aprobados, así como de los requisitos reglamentarios correspondientes. El diseño de los experimentos debería garantizar que los desechos radiactivos generados como resultado de la utilización de reactores de investigación se restrinjan a los niveles más bajos posibles. Es necesario crear y mantener la documentación que indique de manera pormenorizada la naturaleza de los desechos radiactivos, su ubicación, así como las medidas de seguridad tecnológica y física.

### 3.4. ASPECTOS DIDÁCTICOS

La seguridad nuclear y las disposiciones que se aplicarán para garantizar la operación y utilización seguras de un reactor de investigación deben ser el objetivo primordial de la entidad explotadora. Difundir y aplicar los conceptos de seguridad nuclear, cultura de la seguridad y buenas prácticas también deberían figurar entre los principales objetivos de aprendizaje de todo ejercicio didáctico que se realice en un reactor de investigación.

La seguridad nuclear debería ser un tema específico de los ejercicios en reactores de investigación; como alternativa, los ejercicios deberían tratar los problemas de seguridad en relación con un aspecto determinado de la operación y la utilización de los reactores de investigación. De hecho, todo ejercicio es una oportunidad para practicar la seguridad operacional y desarrollar una actitud inquisitiva con respecto a las actividades realizadas en el reactor de investigación.

En ambos casos, los ejercicios deberían proporcionar una comprensión clara de los principios y conceptos básicos de la seguridad, así como de la metodología utilizada para su aplicación práctica en un reactor de investigación. Por ejemplo, los objetivos de aprendizaje pueden incluir la comprensión de lo siguiente:

- a) la necesidad de considerar y aplicar los principios y conceptos de seguridad en todas las fases de una instalación (diseño, operación, modificación...) y en todas las actividades (operación, utilización);
- b) la necesidad de aplicar constantemente una actitud inquisitiva durante la operación y la utilización del reactor como componente clave de la cultura de la seguridad;
- c) las consideraciones de seguridad del diseño del reactor de investigación, la definición de los límites y condiciones operacionales y la instauración de los procedimientos operacionales aplicables al reactor de investigación, y
- d) los principios de diseño y funcionamiento del sistema de I+C, incluidos los sistemas de instrumentación y protección.

Se pueden dedicar ejercicios específicos a la protección radiológica para que el alumnado comprenda claramente los problemas y las medidas de protección que deben adoptarse en este ámbito. Los ejercicios realizados en un reactor brindan la oportunidad de medir las dosis de radiación en una instalación nuclear y practicar los conceptos relacionados con la protección radiológica.

Los ejercicios sobre seguridad nuclear, o consideraciones específicas al respecto como parte de un ejercicio, son hasta cierto punto obligatorios para el alumnado que cursa planes de estudios relacionados con el diseño, la física, la operación o el análisis de seguridad de los reactores. Esto se aplica al alumnado de los tres niveles universitarios: grado, maestría y doctorado. El contenido

de esta actividad didáctica puede ser de nivel básico, intermedio o avanzado, en función del nivel de conocimientos del alumnado y de los objetivos de aprendizaje.

Los ejercicios relacionados con la seguridad nuclear también son esenciales para el alumnado que se especializa en ingeniería en programas de estudios de maestría y doctorado, incluidas, entre otras, la ingeniería energética, la ingeniería mecánica o la ingeniería eléctrica, en cuyas tareas futuras concurre una especialización secundaria en ingeniería nuclear. El nivel de los ejercicios en este caso suele ser básico o intermedio, teniendo en cuenta que la difusión de los conceptos de la seguridad nuclear, la cultura de la seguridad y las buenas prácticas es un objetivo clave en la creación de capacidades en el ámbito nuclear.

En el nivel básico, el objetivo es introducir los conceptos de seguridad nuclear y concienciar de su importancia al alumnado, con ejemplos prácticos de la arquitectura de los sistemas de I+C, del sistema de protección del reactor y de las medidas de protección asociadas. Se puede hacer hincapié en los procedimientos prácticos, las mediciones en línea y los sistemas de protección que garantizan la operación y la utilización seguras del reactor. También se puede explicar brevemente el concepto de defensa en profundidad y presentar las normas generales relacionadas con la protección radiológica. Es importante demostrar que la operación y la utilización del reactor se llevan a la práctica con la aplicación de estrictas normas de seguridad para reducir los riesgos al mínimo. Es en los ejercicios en reactores donde el profesorado y el personal de operación de los reactores comparten conocimientos y experiencias en materia de seguridad nuclear y difunden la cultura de la seguridad. Resulta crucial destacar la cualificación y profesionalidad del personal de operación del reactor. Esta introducción a la seguridad nuclear en un reactor de investigación puede incluirse fácilmente en la presentación de la instalación, así como en la demostración básica y el estudio de la operación y la utilización del reactor. El tiempo dedicado a la introducción específica a la seguridad nuclear suele oscilar entre media hora y una hora.

En el nivel intermedio, se puede abordar y estudiar la aplicación práctica de la seguridad nuclear. Resulta efectivo presentar detalladamente los conceptos y principios de seguridad, el sistema o sistemas de I+C, el sistema de protección del reactor, las normas de protección radiológica, el sistema de monitorización radiológica y la monitorización ambiental. Además, se pueden dedicar ejercicios específicos al estudio de los límites y condiciones operacionales, la medición de los márgenes de seguridad, el sistema de I+C y su funcionamiento, la medición de las dosis de radiación en el reactor y la aplicación de medidas de protección radiológica. Se pueden estudiar algunos casos concretos y debatir incidentes y accidentes ocurridos en instalaciones nucleares. El objetivo principal es proporcionar al alumnado experiencia práctica en el análisis y la aplicación de la seguridad nuclear. Un ejercicio dura habitualmente entre una y tres horas. Otro enfoque complementario consiste en aprovechar un ejercicio en el reactor de investigación para ilustrar y estudiar los conceptos de seguridad relativos a un aspecto determinado de la operación y la utilización del reactor.

En el nivel avanzado, los ejercicios pueden incluir un estudio detallado de los problemas de seguridad relacionados con aspectos específicos de la operación y la utilización de los reactores. Esto puede incluir el análisis y la explicación de los procedimientos operacionales existentes. También puede adoptar la forma de un ejercicio en el que el alumnado deba realizar su propio análisis de la seguridad y proponer los límites y condiciones o los procedimientos operacionales adecuados que se compararán con los que existen en la práctica en la instalación. La duración de estos ejercicios suele oscilar entre tres y seis horas. Otros proyectos pueden ampliar el alcance con el uso de cálculos, en relación, por ejemplo, con las características del núcleo, los parámetros termohidráulicos o las dosis de radiación, como base para el análisis de la seguridad

y el establecimiento de límites y condiciones o procedimientos operacionales en el reactor de investigación. Este ejercicio puede organizarse como un proyecto que el alumnado deba realizar a lo largo de una semana.

Además de los ejercicios en reactores de investigación integrados en los programas de enseñanza superior, en estos reactores suelen llevarse a cabo presentaciones y visitas a las instalaciones. Estas visitas pueden organizarse para estudiantes, incluido el alumnado de bachillerato, profesionales de actividades relacionadas con las aplicaciones nucleares, responsables de la toma de decisiones, periodistas y el público en general.

### 3.5. EJERCICIOS SOBRE LOS ASPECTOS DE SEGURIDAD EN LA OPERACIÓN DE LOS REACTORES

#### 3.5.1. Objetivo de los ejercicios

El objetivo de los ejercicios es proporcionar conocimientos sobre los aspectos prácticos de la operación y la utilización seguras de un reactor de investigación. Los ejercicios ofrecen la oportunidad de difundir la cultura de la seguridad y las buenas prácticas, y de introducir el desarrollo de competencias de comportamiento adecuadas para la operación y la utilización seguras de las instalaciones nucleares. A continuación, se ofrece información útil para preparar ejercicios dedicados al estudio de los principios, las normas y los procedimientos de seguridad, así como de la protección radiológica y la monitorización del medio ambiente.

#### 3.5.2. Equipos y condiciones

Los ejercicios que abordan aspectos de seguridad suelen realizarse en condiciones de operación normal del reactor de investigación.

Para el estudio de los principios, las normas y los procedimientos de seguridad, no se requiere ningún equipo especial. En los niveles intermedio y avanzado, podría ponerse a disposición del alumnado la documentación de seguridad de la instalación en la sala de control.

En la capacitación relacionada con la protección radiológica y la monitorización ambiental, se pueden utilizar los sistemas de medición de los que está dotada la instalación. Si es necesario, estos pueden complementarse con dispositivos de medición adicionales, como detectores portátiles y monitores de dosis de radiación, para medir la radiación y las tasas de dosis en diferentes lugares dentro y fuera de la instalación.

Deben seguirse estrictamente todas las normas y procedimientos para entrar, llevar a cabo la capacitación y salir de las instalaciones. Con fines didácticos y al efecto de difundir las buenas prácticas, es importante mostrar un estricto cumplimiento de las normas de seguridad y protección radiológica.

Aunque no exista riesgo de contaminación en una instalación, reviste interés didáctico dedicar un ejercicio de capacitación a la aplicación de las normas de protección radiológica. Para ello, puede aplicarse un procedimiento simulado que requiera la aplicación del protocolo, con medidas tales como el uso de equipos individuales especiales, como batas y guantes, el estudio de la contaminación y la introducción de datos en un libro de registro.



### 3.5.3. Metodología

Dado que los temas relacionados con la operación y la utilización seguras de los reactores son muy amplios, en esta sección solo se dan dos ejemplos fundamentales de actividades de capacitación que pueden llevarse a cabo.

#### 3.5.3.1. Principios, normas y procedimientos de seguridad

Tras una introducción general a los principios de seguridad, se puede ilustrar la aplicación práctica de estos principios con una descripción del sistema de I+C del reactor. El sistema de I+C es responsable de la vigilancia, el control, la supervisión y la protección en un reactor de investigación. Este sistema debería garantizar tres funciones principales de seguridad: control de la reactividad, control de la eliminación de calor del núcleo y de los lugares de almacenamiento de combustible y control del confinamiento de los materiales radiactivos. Los paneles de control del sistema de I+C suelen diseñarse de modo que cada una de las tres funciones principales de seguridad tenga una sección propia en el panel.

La adquisición de conocimientos sobre la seguridad de los reactores puede organizarse con los siguientes medios:

- a) presentación introductoria, por ejemplo, sobre los principios de seguridad;
- b) descripción de los detectores y medidas conexas que garantizan el control del reactor;
- c) presentación del sistema de I+C, el puesto de control y su panel o paneles de información que muestran los parámetros del reactor y las alarmas asociadas;
- d) ejemplo práctico sobre cómo se controla la operación de un reactor; para un estado determinado de un reactor, se puede pedir al alumnado que cumplimente una hoja de datos (similar a la información registrada por el personal de operación en los libros de registro) con los parámetros del reactor, tales como: potencia, posición de las barras de control, tasa de recuento o corriente en los detectores de neutrones, tiempo de duplicación, temperatura del agua (entrada y salida), caudal del circuito primario, presión negativa en la sala del reactor y tasas de dosis  $\beta$  y  $\gamma$  en diferentes lugares y en la expulsión de aire;
- e) comprobación de los parámetros registrados según los límites y condiciones operacionales;
- f) presentación y debate de las razones de seguridad relacionadas con la definición de los límites y condiciones operacionales, y
- g) presentación y debate de las medidas emprendidas por el sistema de protección cuando un parámetro del reactor está fuera de sus límites y condiciones operacionales.

Por ejemplo, puede explicarse el uso de un tiempo de duplicación para la operación segura de un reactor:

- 1) El tiempo de duplicación  $T_d$  es un parámetro clave para controlar la reactividad; se mide con un mínimo de dos detectores diferentes para obtener redundancia.
- 2)  $T_d$  se deduce de la evolución de la tasa de recuento o de la corriente dada por el sistema de detección de neutrones entre un nivel de potencia bajo y un nivel de potencia alto.
- 3)  $T_d$  es el principal parámetro que debe seguir el personal de operación cuando se aumenta la potencia del reactor. Así, los  $T_d$  que ofrecen los sistemas de detección en funcionamiento se muestran en el puesto de control (pantalla analógica o digital). En los límites y condiciones operacionales suelen definirse dos umbrales: un primer nivel

correspondiente a una alarma (por ejemplo, para  $T_d = 10$  s) y un segundo nivel que dispara la parada de emergencia<sup>4</sup> del reactor ( $T_d = 5$  s).

- 4) El  $T_d$  puede observarse durante el funcionamiento del reactor y comprobarse que es compatible con su valor esperado y que se aleja de los límites previamente definidos. Se pueden comparar las medidas del  $T_d$  procedentes de dos sistemas de detección, aplicando la redundancia.
- 5) Los límites definidos para  $T_d$  son fruto de la necesidad de limitar la velocidad a la que aumenta la densidad de neutrones (y la potencia). Los valores estándar de  $T_d$  son superiores a 20 y 60 segundos en función del reactor. El primer límite corresponde a la detección de un aumento anormalmente rápido de la potencia. El segundo límite corresponde a una parada segura del reactor como consecuencia de un aumento peligroso de su potencia. Es importante mantener un margen significativo que garantice que el reactor se apaga antes de alcanzar las condiciones de accidente de criticidad.
- 6) Las medidas emprendidas por el sistema de protección pueden ser diferentes para los niveles primero y segundo. El primero puede dar lugar a un aviso acústico y visual que puede asociarse a la inhibición de la extracción de la barra. El segundo provoca la caída de todas las barras de control para garantizar la parada segura de un reactor.

En el nivel avanzado, con el objetivo de dar al alumnado cierta experiencia en seguridad operacional, este puede estudiar las normas generales de operación del reactor y encontrar por sí mismo las condiciones de operación normalizadas, los valores de los límites y condiciones operacionales y las medidas emprendidas por el sistema de protección.

### 3.5.3.2. Protección radiológica en el reactor

La protección radiológica en el reactor está relacionada con la protección del personal, el público y el medio ambiente frente a la radiación generada en el reactor y sus aplicaciones. Los ejercicios deberían centrarse en la comprensión de los principios básicos de la protección radiológica, su justificación y la limitación y optimización de las dosis de radiación, lo que en la práctica puede lograrse utilizando el tiempo de decaimiento radiactivo, la distancia y el blindaje. Los ejercicios pueden incluir el seguimiento de las tasas de dosis ( $\beta$ ,  $\gamma$  y neutrones) y el control de la contaminación en distintos lugares de la instalación.

Desde un punto de vista práctico, es más fácil centrarse en las mediciones de protección radiológica en torno al núcleo y en los equipos del reactor.

El estudio de la protección radiológica puede realizarse del siguiente modo:

- a) Una presentación sobre los principios de protección radiológica, como la justificación, limitación y optimización de las dosis de radiación, tal como se definen en la sección 3.2.
- b) El reconocimiento del riesgo relacionado con la exposición a la radiación en diferentes lugares de la instalación. Por ejemplo, pueden abordarse los orígenes de riesgo siguientes: la rotura del blindaje de agua u hormigón del núcleo del reactor durante el funcionamiento del reactor; el combustible durante su manipulación y almacenamiento en una instalación; los componentes del núcleo activados y potencialmente contaminados; el agua activada

---

<sup>4</sup> El término *barras de parada* también se utiliza para denominar a las barras de control de seguridad. El término en inglés (*SCRAM rods*) remite al año 1942 y al primer reactor, el Chicago Pile-1. La barra de control de seguridad en el alcance de la primera criticidad se denominaba SCRAM. Las siglas correspondían a *Safety Control-Rod Axe-Man* (barra de control de seguridad de tipo leñador). En ese diseño, la barra colgaba de una soga y un miembro del personal del reactor estaba preparado para cortar la soga con un hacha para que la barra cayese rápidamente en el reactor y detener así una reacción en cadena.

y contaminada del circuito primario, los puertos de haces y las instalaciones auxiliares; las fuentes de radiación, como una fuente de neutrones de puesta en marcha, por ejemplo; los dispositivos y las muestras activados; las descargas radiactivas en forma gaseosa, líquida y sólida. Utilizando un esquema simplificado de la instalación del reactor, se puede pedir al alumnado que señale los componentes y circuitos del reactor relacionados con la exposición a la radiación y la contaminación eventuales. También se le puede pedir que defina los tipos de mediciones que deberían efectuarse para monitorizar el riesgo en distintos lugares. Esto puede incluir, por ejemplo: la medición de las tasas de dosis de neutrones o gamma, el muestreo para controlar la actividad del agua de la piscina o del circuito primario, el control de la contaminación superficial, así como el control del polvo activado en los filtros colocados en el circuito de aire.

- c) Descripción de los diferentes tipos de sistemas de detección utilizados para las mediciones de radiación en la sala del reactor, en los equipos del reactor (puerto de haz, etc.) y en la zona exterior circundante. Se utilizan monitores de radiación fijos o portátiles para medir la tasa de dosis y la contaminación en las inmediaciones del núcleo, en la sala del reactor, alrededor de los circuitos de agua y aire, así como para controlar las muestras irradiadas y los desechos. La monitorización de las personas se basa en la medición de las dosis externas (normalmente, radiaciones neutrónicas y beta-gamma). En el caso del personal, se suelen aplicar dos medios complementarios: dosímetros electrónicos, para la monitorización continua, y película fotográfica o DTL, para las dosis integradas mensuales o trimestrales. Se puede pedir al alumnado que indique qué tipo de sistema de detección debería utilizarse para la protección radiológica en función de los riesgos potenciales previamente señalados.
- d) Medición de la dosis de radiación y la contaminación en diferentes lugares y su uso para la protección del personal del reactor, el público y el medio ambiente.
- e) Explicación de los límites y condiciones operacionales que dimanen de modo general de la reglamentación nacional relativa a la protección radiológica de los trabajadores (y del público), así como de la autorización concedida por el órgano regulador. Esta última se refiere, por ejemplo, al límite anual de gases radiactivos descargados al medio ambiente.
- f) Explicación de la medida o medidas adoptadas por el sistema de protección del reactor o por el oficial de protección radiológica cuando un parámetro sobrepasa los límites y condiciones operacionales o el intervalo normal. Esto puede referirse, por ejemplo, a un límite superior de la tasa de dosis beta-gamma que puede disparar una alarma y una parada automática del reactor.

En el cuadro 3 figuran ejemplos de mediciones de protección radiológica que puede efectuar el alumnado durante los ejercicios. El cuadro, más aplicable al alumnado de nivel intermedio y avanzado, puede simplificarse para el de nivel básico.

#### **3.5.4. Consideraciones de seguridad**

Los ejercicios sobre seguridad nuclear deben realizarse de acuerdo con la documentación de seguridad y los procedimientos operacionales del reactor. Debería prestarse especial atención a la aplicación estricta de los procedimientos, ya que estos ejercicios son una oportunidad para difundir y aplicar los conceptos de seguridad nuclear, cultura de la seguridad y buenas prácticas.

Todos los ejercicios deben realizarse de acuerdo con la documentación de seguridad y los procedimientos operacionales del reactor. La puesta en marcha del reactor y los cambios de potencia del reactor deberían efectuarse aplicando los procedimientos operacionales normalizados.

En la bibliografía encontrará más información sobre seguridad nuclear.

CUADRO 3. EJEMPLO DE MEDICIONES DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN UN REACTOR DE INVESTIGACIÓN

Zona de interés	Tipo de medición	Tipos de sistema de detección	Medición rellenable por el alumnado	Intervalo de valores normales	Medida para valores no normales
Sala del reactor: posición 1	Tasa de dosis $\beta$ - $\gamma$	Monitores de radiación fijos			Alarma (parada de emergencia)
Sala del reactor: posición 2 [...]	Tasa de dosis $\beta$ - $\gamma$	Monitor de radiación portátil			Alarma (parada de emergencia)
Puerto de haces	Tasa de dosis de radiación neutrónica	Monitor de radiación fijo junto con medición de un monitor de radiación portátil			Alarma Parada del haz
Agua: circuito primario	Actividad del agua	Medición de la actividad de muestras de agua por centelleo o evaporación			Notificación de incidentes
Agua: piscina	Actividad del agua	Medición de la actividad de muestras de agua con el método de centelleo o evaporación			Notificación de incidentes
Circuito de aire	Actividad del filtro del cartucho	Detección de $\alpha$ - $\beta$ - $\gamma$ en el filtro			Notificación de incidentes
Circuito de aire [...]	Actividad en el aire	Sistema comparativo con cámaras de ionización			Alarma (parada de emergencia)
Dosimetría personal	Dosis de neutrones- $\beta$ - $\gamma$ y tasa de dosis	Dosímetros electrónicos y de película fotográfica			Alarma Notificación de incidentes

Antes de que los visitantes entren en la instalación, deberían explicarse las normas básicas, las instrucciones sobre las medidas que deben tomarse en caso de incidente y cuál es el punto de encuentro en caso de evacuación de emergencia de la instalación. Debería indicarse si está prohibido utilizar teléfonos móviles o tomar fotografías. Debería utilizarse un libro de registro para anotar la entrada y salida de todos los visitantes y estudiantes del centro. El alumnado puede probar a cumplimentar una tabla con su nombre, apellidos, organización, hora de entrada, hora de salida, dosis personal registrada durante los ejercicios y firma. En el caso de un ejercicio prolongado con una duración de más de media jornada, se aconseja que el alumnado registre su entrada y salida para cada período de media jornada.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, los participantes deben respetar las normas básicas de la instalación al entrar en ella, en la sala del reactor y en la sala de control. En función del riesgo, se debe considerar el uso de dosímetros, batas de laboratorio, chanclos y guantes. Se puede contemplar un riesgo adicional al realizar mediciones de dosis de radiación en diferentes lugares de la instalación, como los puertos de haces de neutrones o en las proximidades del circuito primario (activación del agua). En definitiva, la medición de las tasas de dosis, la actividad o la contaminación en torno al reactor no deberían dar lugar a un riesgo significativo de dosis o contaminación para el alumnado, ya que debe aplicarse el principio ALARA (véase la sección 3.2). Al salir de la instalación, debería analizarse la dosimetría personal o de grupo para verificar la ausencia de exposición radiológica significativa y debería realizarse cuidadosamente el control de la contaminación. En algunas instalaciones, el control de la contaminación también se efectúa cuando el alumnado entra en la instalación, ya que se utiliza como medida de referencia antes de que alumnado e instructores realicen ejercicios en el reactor. De hecho, esto permitiría detectar la contaminación de un participante, pues no puede excluirse totalmente que esta se produzca antes de su entrada en la instalación.

Por lo que respecta a la entrada en la instalación o a la operación del reactor en presencia de visitantes, pueden ser de aplicación algunas condiciones particulares de acuerdo con la normativa nacional. Por ejemplo, puede ser pertinente aplicar restricciones relacionadas con la operación del reactor si el alumnado es menor de edad o si los visitantes padecen afecciones médicas concretas.

Desde el punto de vista de la seguridad física o de las salvaguardias, pueden ser de aplicación algunas normas y restricciones específicas. Puede, por ejemplo, restringirse el acceso en zonas en las que se almacene combustible no irradiado.

Las consideraciones de seguridad de esta sección son pertinentes para todos los ejercicios de este Prontuario.

### **3.5.5. Documentación**

Para realizar ejercicios relacionados con la seguridad nuclear, se pueden entregar al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: principio y operación del reactor, seguridad, protección radiológica;
- b) esquema de la instalación, que puede incluir los puntos de interés y la localización de los componentes del reactor y los sistemas de monitorización;
- c) descripción del sistema de I+C, lista de los límites y condiciones operacionales y medidas emprendidas por el sistema de protección;
- d) todo documento de seguridad y procedimiento que sea necesario para ilustrar la seguridad operacional o para realizar el ejercicio;
- e) información y normas específicas, como el modo de funcionamiento de los sistemas de medición de la radiación, normas específicas para el acceso a las inmediaciones de un puerto de haz o prohibiciones de acceso a algunas zonas cuando el reactor está en funcionamiento (por ejemplo, la sala técnica donde se encuentra el circuito primario), y
- f) procedimiento pormenorizado para realizar la tarea, incluidos los cuadros que cumplimentará el alumnado (véase, por ejemplo, el cuadro 3).

### **3.5.6. Preguntas al alumnado**

A modo de ejemplo, se puede plantear al alumnado la siguiente serie de preguntas:

- 1) Enumere las tres funciones principales de seguridad de un reactor de investigación.
- 2) Para cada función de seguridad, indique un mínimo de dos parámetros del reactor que se midan continuamente para garantizar una operación segura. Señale los límites y condiciones operacionales relacionados con cada uno de estos parámetros y explique cómo se han establecido en función de consideraciones de seguridad.
- 3) Proporcione un mínimo de tres ejemplos de situaciones anormales (cuando un parámetro supera los límites y condiciones operacionales) que deberían provocar la parada del reactor mediante la parada de emergencia o la parada manual.
- 4) ¿Qué es la redundancia y por qué se aplica este concepto a la medición de parámetros en un reactor?
- 5) Indique un mínimo de cinco parámetros que se midan habitualmente en un reactor por consideraciones de protección radiológica.
- 6) Describa el sistema de detección utilizado para medir cada uno de esos parámetros.
- 7) Indique el valor máximo de la dosis diaria autorizada para personal expuesto a radiaciones, es decir, bajo vigilancia médica específica y, en caso de que las regulaciones nacionales lo permitan, para visitantes del público.

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos a partir de estas mediciones.

## 4. SISTEMA DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL DEL REACTOR

### 4.1. ANTECEDENTES

Los reactores de investigación están equipados con un sistema de I+C adecuado para garantizar la seguridad del reactor en condiciones normales de funcionamiento, lo que abarca la puesta en marcha, la operación a cualquier potencia, la parada, la recarga de combustible y el mantenimiento, así como la operación en condiciones de incidente y accidente. La arquitectura del sistema de I+C tiene que prever todos los incidentes operacionales predecibles y las condiciones posteriores a los incidentes. El sistema de I+C proporciona medidas protectoras, como la parada automática del reactor, la refrigeración de emergencia del núcleo, la eliminación del calor residual y el confinamiento del material radiactivo. La calidad y fiabilidad del sistema de I+C y de los equipos del reactor tienen que ser proporcionales a su clasificación de seguridad.

La operación segura de un reactor de investigación requiere una instrumentación adecuada y fiable, lo cual es un factor clave para un funcionamiento seguro. La instrumentación del reactor asegura la consecución de las condiciones de funcionamiento correctas, la prevención de accidentes y la mitigación de sus consecuencias; el resultado es la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente frente a peligros indebidos causados por la radiación.

El sistema de I+C y su instrumentación tienen que ser compatibles con el concepto de defensa en profundidad que conlleva redundancia, diversidad y segregación de los elementos importantes para la seguridad del reactor (véase 3.1.2). Estas disposiciones tienen por objeto prevenir los riesgos de fallos en modo común.

### 4.2. TEORÍA

#### 4.2.1. Sistemas de I+C de los reactores de investigación

El equipo del reactor comprende elementos que son importantes para la seguridad y otros que no lo son. Los elementos o sistemas importantes para la seguridad se dividen en sistemas de seguridad y elementos o sistemas relacionados con la seguridad. Algunos ejemplos de sistemas de seguridad son los sistemas de protección, los sistemas de ejecución de las medidas de seguridad y los elementos de apoyo a los sistemas de seguridad. La instrumentación del reactor está integrada en el sistema de I+C para garantizar la vigilancia, el control, la supervisión y la protección del reactor de investigación. El sistema de I+C es responsable de una serie de funciones vitales para garantizar la operación segura y eficiente del reactor de investigación.

El sistema de I+C cumple tres funciones principales de seguridad: el control de la reactividad, el control de la eliminación del calor del núcleo y el confinamiento de los materiales radiactivos.

La primera función de seguridad consiste, por ejemplo, en controlar la reactividad dentro de los límites de seguridad, evitar los transitorios de reactividad inaceptables y parar el reactor de investigación para evitar los incidentes operacionales previstos o mitigar las consecuencias de las condiciones de accidente.

La segunda función de seguridad consiste en eliminar el calor del núcleo durante las operaciones, mediante un inventario suficiente de refrigerante para refrigerar el núcleo; después de la parada del reactor, mediante la eliminación adecuada del calor residual, y en condiciones de accidente, por ejemplo, tras una pérdida de refrigerante.

La tercera función de seguridad consiste en el confinamiento de los materiales radiactivos y se cumple manteniendo la integridad de la vaina del combustible y de la barrera del sistema de refrigeración, y limitando la descarga de materiales radiactivos para reducir al mínimo la exposición del público y del personal a la radiación.

El sistema de I+C cumple cuatro funciones principales que son importantes para la seguridad: protección, control, monitorización y visualización, y ensayos. Las funciones de protección de un sistema de I+C proporcionan una línea de defensa ante fallos en otros sistemas del reactor. Las funciones de control garantizan que el reactor se mantenga controlado y dentro de su entorno de operación en condiciones normales y anormales. Las funciones de monitorización y visualización proporcionan una interfaz entre el reactor y el personal de operación y mantenimiento. Las funciones de ensayo ofrecen garantías de la disponibilidad y eficacia de otras funciones importantes para la seguridad y confirman que estas no se han degradado. La figura 1 representa la estructura típica del sistema de I+C de un reactor.

Equipo de una central				
Elementos importantes para la seguridad				Elementos no importantes para la seguridad
Sistemas de seguridad			Elementos relacionados con la seguridad	
Sistemas de protección	Sistemas de ejecución de las medidas de seguridad	Elementos de apoyo del sistema de seguridad		
<b>Sistemas de I+C para la iniciación:</b> Disparo del reactor Refrigeración de emergencia del núcleo Eliminación del calor de desintegración Aislamiento por confinamiento dinámico Eliminación del calor de confinamiento <b>Sistemas de I+C para mando y monitorización:</b> Dispositivos y paneles de mando y visualización de los parámetros de seguridad	<b>Sistemas de I+C para accionamiento:</b> Disparo del reactor Refrigeración de emergencia del núcleo Eliminación del calor de desintegración Aislamiento por confinamiento Eliminación del calor del confinamiento	<b>Sistemas de I+C:</b> Sistema eléctrico de emergencia	Sistemas de control del reactor Sistemas de control de la central Sistemas de I+C de las salas de control Sistema de monitorización radiológica Sistemas de I+C asociados a la operación y estado de los sistemas de seguridad Calefacción, ventilación y aire acondicionado para las zonas controladas y supervisadas CCTV para la explotación Sistema de monitorización de vibraciones Sistemas de I+C para la manipulación y el almacenamiento del combustible Comunicación Sistemas de I+C para la detección y extinción de incendios Control del acceso	<b>Sistemas de I+C:</b> Central desmineralizadora de agua desacoplada Sistemas de tratamiento de agua desacoplados Algunos sistemas auxiliares de la central Calefacción, ventilación y aire acondicionado para la comodidad de las zonas no controladas y no vigiladas

**Nota:** CCTV: televisión en circuito cerrado; I+C: instrumentación y control.

*Fig. 1. Ejemplos de sistemas de I+C de un reactor de investigación, clasificados según su importancia para la seguridad, tal como se presentan en la Guía de Seguridad Específica N° SSG-37 del OIEA [13].*

El sistema global de I+C suele dividirse en tres tipos de subsistemas: sistemas de protección, sistemas de control y sistemas de información. En los reactores de investigación de alta potencia, al igual que en las centrales nucleares, se definen otros tres tipos de subsistemas: sistemas de limitación, sistemas de enclavamiento y sistemas de reducción de los riesgos.



El sistema de protección es un componente especialmente importante de un sistema de I+C y está diseñado para cumplir las siguientes funciones:

- a) iniciación automática de las medidas apropiadas que ejecutan otros sistemas, incluidos, según sea necesario, los sistemas de parada del reactor, con el fin de garantizar que no se superen los límites del diseño especificados como consecuencia de incidentes operacionales previstos;
- b) detección de accidentes base de diseño e inicio de las medidas que atañen a otros sistemas y son necesarias para limitar las consecuencias de dichos accidentes dentro de la base de diseño, y
- c) desactivación de las medidas no seguras que adopte el sistema de control.

Los sistemas de control comprenden todos los equipos y componentes utilizados de forma automática y manual para controlar los parámetros de las instalaciones, desde la conexión a los sensores del proceso hasta los dispositivos de accionamiento que tienen efecto directo en los procesos físicos que afectan a los valores de los parámetros que deben controlarse.

Los sistemas de información engloban equipos y componentes como sensores, equipos para convertir las señales de los sensores en señales adecuadas para su visualización o grabación, transmisores de sonido, luces, unidades de representación visual, grabadoras, impresoras y dispositivos de visualización de estado sólido.

La instrumentación de un reactor de investigación comprende la instrumentación no nuclear y la nuclear. La instrumentación no nuclear mide parámetros tecnológicos convencionales como la temperatura del moderador y del refrigerante, el caudal que circula por la piscina del reactor, el tanque y el sistema de gestión del agua, el nivel de agua en la piscina del reactor, la presión en las distintas partes de la instalación (como la sala del reactor o las celdas calientes) y diversas mediciones de parámetros relacionados con experimentos y ejercicios.

#### **4.2.2. Instrumentación nuclear**

La instrumentación nuclear está dedicada a la detección de radiación, con especial atención a la detección de neutrones y rayos gamma. Los detectores de neutrones son un elemento crucial para la operación de los reactores, ya que proporcionan información sobre la potencia y su tasa de variación. Además de estas mediciones esenciales para el sistema de I+C, se pueden utilizar detectores de neutrones adicionales para la caracterización del campo neutrónico, que proporcionan información sobre la distribución del flujo neutrónico y el espectro de energía.

Los cambios rápidos y frecuentes de potencia son habituales en los reactores de investigación. Así pues, los detectores de neutrones del sistema de I+C proporcionan información casi instantánea sobre el estado del reactor. Además, la gama de potencias operacionales de los reactores de investigación suele ser más amplia que la de los reactores nucleares. Existen varios tipos distintos de detectores de neutrones, clasificados en dos grupos principales: los detectores de neutrones activos y los pasivos.

Los detectores de neutrones activos reaccionan inmediatamente a los cambios de potencia del reactor, y su señal de salida es proporcional a esos cambios. Son ejemplos típicos de detectores activos utilizados en reactores los detectores con gas, basados principalmente en el uso de un convertidor de boro o uranio. En estos detectores, las interacciones de los neutrones con el convertidor producen partículas ionizantes que se detectan en el gas. Estos detectores se utilizan para medir la densidad de neutrones y la potencia de los reactores. En la protección radiológica o las mediciones de fallos de la vaina, se suelen utilizar detectores de gas con un convertidor de helio.

Los detectores pasivos de neutrones muestran una respuesta proporcional a la integral del flujo neutrónico, pero su evaluación es retardada. Los detectores pasivos no pueden utilizarse para el control de reactores y la medición instantánea de la potencia, pero aun así son valiosos para las mediciones a largo plazo. Son ejemplos típicos de detectores pasivos de neutrones los detectores de activación en los que se activan láminas o filamentos de metales específicos, como Au o Mn, que se utilizan para medir la magnitud y el espectro del flujo neutrónico. Los detectores termoluminiscentes también se utilizan para monitorizar las dosis de radiación del personal y el medio ambiente.

Como se ha explicado anteriormente, una característica específica de los detectores de neutrones con gas es que los neutrones no pueden ionizar directamente el gas que rellena el detector, por lo que se denominan *partículas de ionización indirecta*. En consecuencia, es necesario convertir los neutrones en otras partículas capaces de generar una carga medible en el volumen del detector. Esta conversión puede realizarse bien mediante el gas del interior del detector ( $^{10}\text{BF}_3$  o  $^3\text{He}$ ) o bien mediante el revestimiento de las paredes del detector con un material adecuado ( $^{10}\text{B}$  o  $^{235}\text{U}$ ). Estos detectores son o bien cámaras de ionización o bien contadores proporcionales [15]. La probabilidad de interacción de un neutrón con el convertidor depende en gran medida de la energía del neutrón. La detección de neutrones con energía cinética inferior a 1 eV —neutrones térmicos— es especialmente importante en la operación de un reactor de investigación.

En la conversión de neutrones térmicos en partículas ionizantes convergen varios factores. La sección eficaz de reacción del convertidor debería ser alta para poder reducir su tamaño. Esto es especialmente importante en los detectores de neutrones con gas, en los que la conversión se consigue directamente en el gas. La detección de neutrones térmicos se vale de la producción de partículas cargadas pesadas. Cuando un neutrón térmico interactúa con un núcleo blanco, el resultado suele ser la producción de protones o partículas alfa o fragmentos de fisión. Todas estas reacciones son suficientemente exotérmicas, y la energía de la reacción, que suele estar en el rango de entre 0,1 y 100 MeV, supera con creces la energía de entrada del neutrón térmico (inferior a 1 eV). Además, habría que tener en cuenta que los neutrones coexisten frecuentemente con la radiación gamma, que también puede producir una señal de salida. El uso de un convertidor, como el  $^{235}\text{U}$ , que produce partículas ionizantes de alta energía dará como resultado una mejor capacidad para discriminar la señal de salida procedente de neutrones de la procedente de gammas.

En el control del reactor se suelen aplicar dos (o más) tipos de sistemas de detección. Un primer sistema que funciona en modo pulsado se utiliza en niveles de potencia bajos. Este sistema de detección es capaz de medir todos los neutrones que interactúan en el detector; el resultado es una tasa de recuento, esto es, un número de impulsos eléctricos por segundo proporcional a la densidad de neutrones. Se utiliza desde el nivel de la fuente, cuando los neutrones son principalmente suministrados por la fuente antes de la puesta en marcha del reactor, hasta un valor máximo de la potencia, que viene determinado por el margen dinámico de este sistema, normalmente, cinco décadas. Un segundo sistema que funciona en modo de corriente se utiliza en niveles elevados de potencia. Este sistema de detección mide una corriente proporcional a la densidad de neutrones. Se utiliza desde el nivel de potencia mínimo (que viene determinado por el margen dinámico del sistema) hasta la potencia nominal (PN) más un cierto margen:  $\text{PN} + X\%$  (normalmente, entre un 10 % y un 20 % por encima de la potencia nominal). Estos detectores suelen abarcar hasta siete décadas de evolución de la potencia.

El sistema de detección de nivel de potencia bajo suele estar equipado con cámaras de fisión por ionización o contadores proporcionales de boro. El sistema de detección de nivel de potencia alto suele estar equipado con cámaras de fisión por ionización o cámaras de ionización de boro.

La información proporcionada por los sistemas de detección de nivel de potencia bajo y alto se utiliza para medir y controlar un cierto número de parámetros e indicadores de seguridad. Estos pueden ser la tasa de recuento o la corriente proporcional a la densidad de neutrones, la tasa a la que cambia esta densidad de neutrones (período o tiempo de duplicación), la potencia del reactor y la variación adecuada de estos parámetros dentro de los límites y condiciones operacionales.

Dado que estos sistemas de detección de neutrones son la única herramienta capaz de dar una imagen instantánea de la densidad de neutrones y de su variación, resultan clave para el control de la reacción en cadena.

#### 4.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Los sistemas de I+C son componentes clave que garantizan la operación y la utilización seguras de un reactor de investigación. Los ejercicios correspondientes deberían proporcionar una comprensión de los principios básicos de la instrumentación y el control del reactor y también ofrecer aplicaciones prácticas de los conceptos de seguridad en el diseño, la operación y las medidas protectoras del sistema.

Pueden prepararse ejercicios en reactores de investigación que se dediquen específicamente al sistema de I+C. Como alternativa, pueden utilizarse otros ejercicios (por ejemplo, un experimento sobre el efecto de la temperatura, véase la sección 9.4.3) para analizar el diseño, la operación y las medidas protectoras de las funciones conexas del sistema de I+C. Todo ejercicio debería verse como una oportunidad para practicar la seguridad operacional y desarrollar una actitud inquisitiva respecto a las actividades realizadas en un reactor de investigación.

Los objetivos de aprendizaje relacionados con la instrumentación y el control pueden incluir la comprensión de lo siguiente:

- a) los principios del diseño y el funcionamiento del sistema de I+C desde los puntos de vista conceptual y práctico;
- b) la función primordial de la instrumentación y el control en la operación y la utilización seguras de los reactores de investigación, garantizando el funcionamiento dentro de las condiciones establecidas por los límites y condiciones operacionales;
- c) la metodología aplicada en el establecimiento de las medidas adoptadas por el sistema de protección de I+C;
- d) la importancia de aplicar los criterios de la seguridad ante fallos, la redundancia y la diversidad en relación con los requisitos de funcionamiento de los sistemas de I+C relacionados con la seguridad;
- e) la importancia de aplicar el concepto de defensa en profundidad en el diseño del sistema de I+C;
- f) el principio de funcionamiento de una parte específica del sistema de I+C y la instrumentación correspondiente, como la instrumentación neutrónica, y
- g) la necesidad de aplicar constantemente una actitud inquisitiva en la operación y la utilización del reactor al considerar la información facilitada por el sistema de I+C.

Estos objetivos son muy adecuados para estudiantes que eligen la ciencia nuclear como especialización principal en los tres niveles académicos: grado, maestría y doctorado; el nivel de los contenidos, de básico a avanzado (véase la sección 2.3.2), es ajustable al nivel de conocimientos del alumnado y a los objetivos de aprendizaje. Los conocimientos también son adecuados para estudiantes de diversos planes de estudios especializados en ingeniería en programas de maestría y doctorado, como las ingenierías energética, mecánica y eléctrica, puesto que el nivel de los contenidos suele ser básico o intermedio.

Con el objetivo de observar y analizar los datos medidos por el sistema de detección del sistema de I+C, no se necesita instrumentación experimental especial para la actividad mencionada en relación con la instrumentación del reactor. Basta con un reactor de investigación con su tecnología e instrumentación experimental normalizadas, incluidos los detectores de neutrones y gamma apropiados. Si el objetivo es observar la señal eléctrica en diferentes etapas de un sistema de detección de neutrones y estudiar los ajustes de esos sistemas, habrá que utilizar, además, detectores y sistemas de detección independientes al sistema de I+C, a fin de garantizar que no haya interferencias con el sistema de I+C y la operación segura del reactor.

En el nivel básico, el objetivo es introducir el concepto y la arquitectura del sistema de I+C, proporcionando ejemplos prácticos de la función del sistema para garantizar la operación y la utilización seguras del reactor. Se puede articular en forma de una breve descripción del sistema de I+C integrada en una presentación de la instalación o una descripción más detallada en el marco de los ejercicios del reactor. En este último caso, la aplicación del concepto de defensa en profundidad puede explicarse e ilustrarse mediante el análisis de las características del sistema de I+C, haciendo hincapié en la función del sistema de protección y las medidas de protección correspondientes. También se puede profundizar en el funcionamiento de un tipo específico de instrumentación y los correspondientes límites y condiciones operacionales. Según el nivel de detalle con el que se aborde, la duración de la introducción y los ejercicios puede oscilar entre media hora y dos horas.

En el nivel intermedio, se puede profundizar en el concepto, la arquitectura y los aspectos prácticos del sistema de I+C. También puede dedicarse un ejercicio en reactores a un tipo específico de instrumentación y procesamiento de señales, como la instrumentación neutrónica, que desempeña una función clave en una operación segura. En tal caso, los ejercicios pueden proporcionar una comprensión básica de los procesos físicos que se dan en la elaboración y el procesamiento de las señales eléctricas emitidas por los sistemas de detección de neutrones tanto en el modo pulsado como en el de corrientes. La duración de un ejercicio de este tipo suele ser entre una y dos horas.

Cuando la instrumentación neutrónica se trate en el nivel avanzado, pueden plantearse objetivos adicionales que incluyan la caracterización de las señales de los sistemas de detección de neutrones, como la duración de los pulsos en el modo de recuento, el establecimiento del margen de funcionamiento de los sistemas, con su nivel de potencia asociado, así como de los umbrales que se pueden fijar en los distintos sistemas de detección para garantizar la protección del reactor. La duración de un ejercicio de este tipo suele oscilar entre dos y tres horas.

#### 4.4. EJERCICIOS SOBRE INSTRUMENTACIÓN NEUTRÓNICA

##### 4.4.1. Objetivo del ejercicio

Los sistemas de detección de neutrones son esenciales para la operación de los reactores, ya que proporcionan información inmediata sobre la potencia del reactor y la tasa de variación de la potencia, lo que garantiza la operación y el control seguros del reactor. El objetivo de este ejercicio es estudiar los sistemas de detección de neutrones, abordando sucesivamente el estudio de los dos modos principales de funcionamiento, es decir, el modo pulsado y el modo de corriente, el análisis de las señales de la instrumentación neutrónica durante la operación del reactor a diferentes niveles de potencia, y la comprensión del uso de estas señales en el sistema de protección, que garantiza el control de la reactividad y la eliminación del calor.

#### 4.4.2. Equipos y condiciones

Para realizar un estudio de los sistemas de detección de neutrones, existen dos posibilidades. La primera es utilizar la instrumentación existente del sistema de I+C para obtener los datos que se van a analizar. En este caso, no es habitual que puedan modificarse los ajustes de los sistemas de detección de neutrones para acomodarlos al ejercicio. Una alternativa es instalar detectores adicionales en las proximidades del núcleo y conectarlos a un sistema de procesamiento y adquisición de datos.

Esta última posibilidad permite modificar los ajustes de los sistemas de detección de neutrones y estudiar con más detalle el funcionamiento de un sistema de este tipo. En este caso, es necesario instalar los siguientes equipos:

- a) detectores de neutrones para el nivel bajo de potencia, como cámaras de fisión o contadores proporcionales de boro, y para el nivel alto de potencia, como cámaras de fisión o cámaras de ionización de boro;
- b) cables, fuente de alimentación, preamplificador y discriminador para el sistema de detección de baja potencia;
- c) osciloscopio para observar las señales en las distintas etapas del sistema de detección de baja potencia, y
- d) cables, fuente de alimentación y amperímetro (rango típico: nA a mA) para el sistema de detección de alta potencia.

Los detectores de neutrones deberían situarse en las proximidades del núcleo, garantizando que las tasas de recuento y la corriente dadas por el sistema de detección adicional permitan medir adecuadamente la densidad de neutrones desde el nivel de la fuente hasta la potencia nominal. En cuanto a los sistemas de detección del sistema de I+C, debería haber un solapamiento adecuado, normalmente, de un mínimo de dos órdenes de magnitud, entre la información proporcionada por los sistemas de detección de baja potencia y los de alta potencia.

#### 4.4.3. Metodología

Como se ha indicado anteriormente, el ejercicio puede realizarse en tres etapas. Para cada una de ellas, esta sección proporciona, en primer lugar, una metodología aplicable al uso de la instrumentación del sistema de I+C. A continuación, se dan indicaciones complementarias para incorporar instrumentación adicional.

La primera etapa del ejercicio consiste en la explicación del principio de los sistemas de detección de neutrones y, siempre que sea posible, la observación de la señal eléctrica y su fluctuación. Pueden utilizarse esquemas como los de la figura 2 para describir el funcionamiento de los sistemas de detección de neutrones de baja y alta potencia que trabajan respectivamente en el modo pulsado y de corriente. También debería ofrecerse un esquema del núcleo y sus proximidades que muestre la posición de los detectores de neutrones. Además, deberían facilitarse las características de los detectores (como tipo, tamaño, tensión de trabajo y nominal, y sensibilidad) y de su electrónica (ganancia del amplificador, tensión de alimentación típica y valores de umbral).

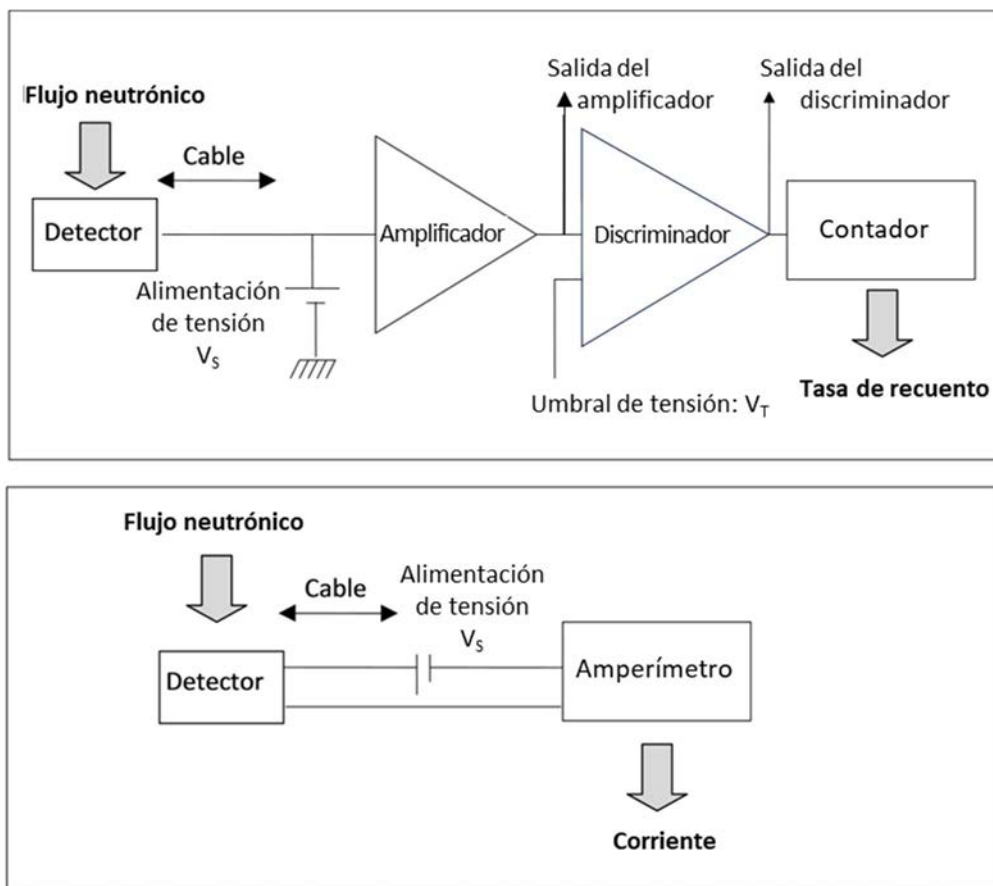


Fig. 2. Esquema de los sistemas de detección de alta y baja potencia, respectivamente, que funcionan en el modo pulsado y de corriente y proporcionan una tasa de recuento y una corriente proporcionales a la densidad de neutrones y a la potencia del reactor. Cortesía del Instituto Nacional de Ciencias y Técnicas Nucleares, CEA de Saclay (Francia).

Para este primer ejercicio, los sistemas de detección de neutrones de baja y alta potencia deberían ajustarse a sus valores de funcionamiento nominales. Al explicar el principio y el funcionamiento de los sistemas de detección de neutrones, se pueden abordar las siguientes cuestiones:

- posición del detector, que influye en su margen de funcionamiento en relación con la potencia del reactor;
- espectro de energía de neutrones y entorno del detector, que influye en la respuesta del sistema de detección;
- valores elegidos para la alimentación de tensión de los sistemas de detección de baja y alta potencia, que dependen principalmente del margen de funcionamiento proporcionado por la entidad proveedora del detector;
- umbral de tensión del discriminador del sistema de baja potencia, que depende en gran medida de las condiciones de funcionamiento del reactor;
- observación de la señal de detección de baja potencia a la salida del amplificador, que puede incluir la medición de la altura normal del ruido y de los pulsos neutrónicos, así como de la anchura a media altura (FWHM) de los pulsos;
- función del discriminador, que consiste en suprimir la contribución del ruido y de las señales de menor amplitud procedentes de la radiación gamma, y ajuste adecuado del umbral de tensión del discriminador;

- g) observación de la señal a la salida del discriminador, que suele ser una señal con forma de lógica transistor-transistor (LTT), cuya amplitud y FWHM pueden medirse;
- h) observación de las fluctuaciones de la tasa de recuento a diferentes niveles de potencia para mostrar el carácter estadístico del recuento de neutrones y su influencia en la incertidumbre de la tasa de recuento medida;
- i) determinación de la tasa de recuento máxima ( $\tau_{m\acute{a}x}$ ) del sistema de baja potencia, que puede deducirse de la FWHM de los pulsos a la salida del discriminador, que, para una señal aleatoria, viene dada por  $\tau_{m\acute{a}x} = 1/10 \times \text{FWHM}$  [17], y
- j) medición de la corriente oscura del sistema de detección de alta potencia a potencia cero y observación de las fluctuaciones de la corriente a alta potencia.

La segunda etapa del ejercicio consiste en registrar las señales emitidas por los sistemas de detección de baja y alta potencia durante el funcionamiento del reactor a diferentes niveles de potencia. El cuadro 4 ofrece un ejemplo del tipo de resultados que pueden obtenerse.

CUADRO 4. EJEMPLO DE RESULTADOS OBTENIDOS CON LOS SISTEMAS DE DETECCIÓN DE NEUTRONES DE NIVEL DE POTENCIA BAJO Y ALTO

Potencia del reactor	Tasa de recuento (cps) <sup>1</sup>	Corriente (A)
Nivel de la fuente	10	$2 \times 10^{-9}$
1 W	$10^3$	$3 \times 10^{-9}$
10 W	$10^4$	$5 \times 10^{-8}$
100 W	$10^5$	$5 \times 10^{-7}$
1 kW	$7 \times 10^5$	$5 \times 10^{-6}$
10 kW	$2 \times 10^6$	$5 \times 10^{-5}$
100 kW	—	$5 \times 10^{-4}$
1 MW	—	$5 \times 10^{-3}$

<sup>1</sup> La tasa de recuento se indica en cuentas por segundo (cps).

A modo de ejemplo, pueden abordarse los siguientes aspectos en función de los datos registrados:

- a) aumento lineal de las señales, es decir, la tasa de recuento y la corriente, con la potencia del reactor en el margen de funcionamiento respectivo de los sistemas de detección de baja potencia (nivel de fuente a 100 W en el ejemplo dado en el cuadro 4) y alta potencia (10 W a 1 MW en el ejemplo);
- b) saturación de la tasa de recuento del sistema de baja potencia cuando la potencia aumenta (por encima de 100 W, en el ejemplo), que se da con el solapamiento de los pulsos con un gran aumento del número de neutrones que interactúan en el detector por unidad de tiempo;
- c) concordancia entre el valor máximo observado de la tasa de recuento y el valor calculado a partir de la FWHM de los pulsos en la primera etapa;
- d) cálculo del flujo neutrónico en los detectores de baja y alta potencia, que viene dado por la relación entre la tasa de recuento o la corriente, respectivamente, y la sensibilidad del detector;

- e) comparación de los flujos neutrónicos calculados por diferentes detectores, que suele mostrar una distribución no uniforme del flujo neutrónico alrededor del núcleo, lo que da lugar a un factor de calibración específico (es decir, la relación entre potencia y señal) para cada detector;
- f) establecimiento del margen de funcionamiento de ambos sistemas según los datos registrados, marcado en gris en el cuadro 4;
- g) solapamiento entre el margen de funcionamiento de los sistemas de baja y alta potencia y su importancia para una operación segura;
- h) la relación entre la tasa de recuento, la corriente y la potencia del reactor, y la definición de un factor de calibración correspondiente para cada detector. Este factor de calibración se ajusta periódicamente tras una campaña de calibración de potencia (véase la sección 10.1), y
- i) el uso de la tasa de variación en la tasa de recuento y la corriente para el cálculo del período o tiempo de duplicación, que es un parámetro clave que garantiza la operación segura del reactor de investigación.

La tercera etapa del ejercicio se centra en comprender el uso de esas señales en el sistema de protección del reactor. Se pueden abordar los siguientes aspectos:

- a) énfasis en la función esencial que desempeñan los sistemas de detección de neutrones para garantizar la seguridad de la operación y el control de los reactores de investigación;
- b) definición de un umbral en el nivel bajo para la tasa de recuento en el nivel de la fuente, normalmente, 5 cps, lo cual garantiza el correcto funcionamiento de los sistemas de detección de potencia baja antes de la puesta en marcha del reactor;
- c) definición de un umbral en el nivel alto para la tasa de recuento correspondiente al valor superior del margen de funcionamiento del sistema,  $10^5$  cps según el cuadro 4. Este umbral activa la parada de emergencia del reactor si el sistema de baja potencia se utiliza fuera de su margen de funcionamiento;
- d) definición de un umbral en el nivel bajo para la corriente, que corresponde al valor inferior del margen de funcionamiento del sistema,  $5 \times 10^{-8}$  A de acuerdo con el cuadro 4. Este umbral activa la parada de emergencia del reactor si el sistema de alta potencia se utiliza fuera de su margen de funcionamiento;
- e) definición de un umbral en el nivel alto para la corriente, equivalente a la potencia nominal más un margen dado, normalmente, el 10 %, que correspondería a una corriente de  $5,5 \times 10^{-3}$  A. Este umbral dispara una parada de emergencia del reactor;
- f) definición de umbrales para el período (o tiempo de duplicación) del reactor, por ejemplo, una alarma si el tiempo de duplicación es inferior a 10 s y la parada de emergencia del reactor si el tiempo de duplicación baja a 3 s, y
- g) explicación de la lógica del sistema de I+C, que a menudo inicia un cambio manual del sistema de detección de baja a alta potencia cuando aumenta la potencia.

Dependiendo de la instalación, pueden definirse umbrales adicionales para activar otras alarmas. El alumnado también puede centrarse en la actividad relacionada con las pruebas periódicas de los sistemas de detección.

#### **4.4.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.



Cuando se considere utilizar detectores adicionales para realizar el ejercicio, debería llevarse a cabo un análisis de seguridad, haciendo referencia a la sección 3.5 y a la publicación N° SSG-24 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors (Rev. 1)* [10]. Es importante comprobar que la configuración de la detección, que puede incluir un soporte o tubo de haz específicos, no influye en la reactividad ni en las mediciones realizadas por los detectores del sistema de I+C. Este último problema puede surgir si se instala un detector adicional en las proximidades de un detector del sistema de I+C. La adición de detectores también puede dar lugar a problemas añadidos de protección radiológica. Puede haber cambios en el blindaje de la instalación cuando se utilizan puertos de haces de neutrones (que pueden imponer un límite a la potencia máxima de funcionamiento para restringir la tasa de dosis en la sala del reactor) o pueden requerirse precauciones al manipular y almacenar dispositivos activados como detectores, cables y soportes. Por todas estas razones, el uso de detectores adicionales puede requerir el examen y la autorización del comité de seguridad del reactor de investigación o del órgano regulador.

Desde el punto de vista de la seguridad física o las salvaguardias, la manipulación de cámaras de fisión con uranio muy enriquecido (por ejemplo, mientras se implementan canales de detección adicionales) puede estar sujeta a normas y restricciones específicas.

#### **4.4.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) documentos de antecedentes sobre detectores de neutrones y sistemas de detección de neutrones que funcionan en modo pulsado y de corriente;
- b) especificaciones técnicas de los detectores, incluidos el tipo, el tamaño, la tensión de trabajo y nominal y la sensibilidad;
- c) especificaciones técnicas de la electrónica, como la ganancia del amplificador y los valores del umbral de tensión de alimentación y de discriminación;
- d) esquema del núcleo y sus proximidades en el que se muestre la posición de los detectores de neutrones;
- e) procedimiento detallado para realizar la tarea, y
- f) información y normas específicas relacionadas con el experimento cuando sea necesario.

#### **4.4.6. Preguntas al alumnado**

Tras el ejercicio sobre la instrumentación neutrónica, se puede plantear al alumnado la siguiente serie de preguntas:

- 1) Explique brevemente el principio de los sistemas de detección de baja potencia, incluida la función del discriminador.
- 2) ¿Qué limita la velocidad máxima de recuento del sistema de detección de baja potencia y cuál es la relación entre la tasa de recuento máxima y la FWHM de los pulsos a la salida del discriminador?
- 3) Un detector de baja potencia con una sensibilidad de 0,1 cps para un flujo unitario de  $1 \text{ n.cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  da una tasa de recuento de 2580 cps. ¿Cuál es el flujo neutrónico que incide en este detector?
- 4) Indique dos razones por las que es importante que exista un amplio solapamiento (de un mínimo de dos décadas en la escala logarítmica de instrumentación) entre el margen de funcionamiento de los sistemas de detección de baja y alta potencia.

- 5) Proponga una forma práctica para que el sistema de protección dispare la parada de emergencia del reactor cuando su potencia alcance el 115 % de la potencia nominal del reactor. Supongamos que, a la potencia nominal, la corriente del sistema de detección de alta potencia es igual a  $2 \times 10^{-3}$  A.
- 6) Explique cómo pueden calibrarse sucesivamente los sistemas de detección de alta y baja potencia tras una campaña de calibrado de potencia.

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos a partir de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre los ejercicios de instrumentación de reactores en la bibliografía.

## 5. MEDICIÓN DEL FLUJO NEUTRÓNICO

### 5.1. ANTECEDENTES

Los ejercicios relativos a la distribución del flujo neutrónico<sup>5</sup> en los reactores de investigación, que también se denominan ejercicios sobre la *caracterización del flujo neutrónico*, son habituales en los reactores de investigación de baja potencia. Los métodos utilizados para medir la distribución del flujo neutrónico térmico son principalmente dos.

El primer método utiliza distintos tipos de detectores de neutrones de pequeño tamaño, como detectores de neutrones autoalimentados [15] o cámaras de ionización, que se insertan en una posición determinada del núcleo y se desplazan gradualmente en una dirección, normalmente, vertical. La señal (modo pulso o corriente) medida en el detector, que es sensible a los neutrones térmicos, es proporcional al flujo de neutrones térmicos. Por lo tanto, la señal dependiente de la posición se utiliza para establecer la distribución del flujo de neutrones térmicos en el núcleo.

El segundo método se basa en la activación neutrónica de las muestras, de forma similar a la técnica de AAN<sup>6</sup>. En el núcleo pueden colocarse e irradiarse diversos detectores de activación, por ejemplo, los basados en la activación de láminas o filamentos de metales. La medida de la actividad de la muestra resultante, que es proporcional al flujo de neutrones térmicos, se utiliza para establecer la distribución del flujo neutrónico.

### 5.2. TEORÍA

La distribución del flujo neutrónico en el núcleo de un reactor de investigación es el resultado de procesos de interacción que dependen de la energía de los neutrones. El espectro de energía neutrónica de un reactor térmico se ve afectado por procesos relacionados con el ciclo de vida de los neutrones en el núcleo, desde su origen como neutrón rápido<sup>7</sup>, pasando por su ralentización, es decir, su moderación a energía térmica<sup>8</sup>, hasta que el neutrón es capturado por el combustible o por otros materiales del núcleo, o hasta que sale del núcleo. El espectro de neutrones, que abarca un amplio rango de energías, desde aproximadamente 10 MeV hasta aproximadamente  $10^{-4}$  eV, suele dividirse en tres regiones: térmica, epitérmica y de energía rápida. La densidad del flujo neutrónico<sup>9</sup> del reactor térmico en función de la energía neutrónica  $E$  puede describirse como sigue:

$$\varphi(E) = \varphi_{th} \frac{E}{(kT)^2} e^{-\frac{E}{kT}} + \varphi_{epi} \frac{1}{E} \Delta\left(\frac{E}{kT}\right) \quad (1)$$

---

<sup>5</sup> El flujo neutrónico se define como la longitud total del paso de luz de todos los neutrones en un centímetro cúbico en un segundo, o como el número de neutrones que atraviesan alguna unidad de área de sección eficaz arbitraria en todas las direcciones por unidad de tiempo.

<sup>6</sup> Encontrará más información en la sección 11, sobre análisis por activación neutrónica.

<sup>7</sup> La energía media de los neutrones de fisión es de aproximadamente 2 MeV.

<sup>8</sup> La energía media de los neutrones térmicos es de aproximadamente 0,025 eV a una temperatura de 290 K.

<sup>9</sup> Producto de la densidad y la velocidad de neutrones integrado para todas las direcciones de movimiento de los neutrones. Unidad: /cm<sup>2</sup> s<sup>-1</sup>.

donde

$\varphi(E)$ : densidad del flujo neutrónico con una energía de neutrones  $E$

$\varphi_{th}$ : densidad del flujo neutrónico térmico

$\varphi_{epi}$ : densidad del flujo neutrónico epitérmico

$T$ : temperatura de neutrones

$\Delta(E/kT)$ : función de unión

La ecuación (1) se suele reescribir en función de la densidad del flujo de neutrones térmicos como:

$$\varphi(E) = \varphi_{th} \left\{ \frac{E}{(kT)^2} e^{-\frac{E}{kT}} + \frac{\lambda}{E} \Delta\left(\frac{E}{kT}\right) \right\} \quad (2)$$

donde  $\lambda = \varphi_{epi} / \varphi_{th}$  es la relación entre las densidades de flujo de neutrones epitérmicos y térmicos.

La distribución del flujo de neutrones térmicos en un reactor de investigación se suele medir porque es la que más influye en la seguridad del reactor al ser proporcional a la distribución del calor generado en el núcleo. Esto significa que los picos altos en el flujo de neutrones térmicos provocan regiones calientes en el núcleo del reactor. Las otras dos distribuciones de flujo, esto es, de los neutrones epitérmicos y rápidos, se miden con menor frecuencia.

La distribución del flujo neutrónico térmico puede determinarse a partir de la teoría de la difusión para un reactor infinito unidimensional de losa sin reflector con espesor  $a$ . La ecuación de difusión puede escribirse de este modo:

$$\frac{\partial^2 \varphi}{\partial x^2} + B^2 \varphi = 0 \quad (3)$$

donde  $B$  es el factor de pandeo. La densidad del flujo neutrónico térmico del núcleo puede determinarse utilizando condiciones de contorno que describan el hecho de que la densidad del flujo neutrónico térmico en las superficies extrapoladas alcanza un valor de cero:

$$\varphi\left(\frac{\tilde{a}}{2}\right) = \varphi\left(-\frac{\tilde{a}}{2}\right) = 0 \quad (4)$$

$\tilde{a} = a + 2d$

donde  $d$  es la longitud de extrapolación.

La ecuación (4) puede resolverse utilizando las condiciones de contorno de la ecuación (4), y la densidad del flujo neutrónico térmico  $\varphi$  en el reactor sin reflector sería:

$$\varphi(x) = A \cos\left(\frac{\pi x}{\tilde{a}}\right) \quad (5)$$

En el caso de un reactor con reflector, se puede utilizar un enfoque similar utilizando una ecuación de difusión de dos grupos, con un grupo para el núcleo y un segundo grupo para el reflector. A partir de la solución de las ecuaciones de difusión, se puede hallar que el flujo neutrónico térmico

aumenta cerca de la interfase núcleo-reflector y se puede encontrar un pico en el reflector. El pico se debe a la termalización de los neutrones rápidos en el reflector, donde los neutrones térmicos se absorben ligeramente. De este modo, los neutrones térmicos se acumulan en el reflector antes de escapar o de volver al núcleo, lo que provoca el aplanamiento de la distribución del flujo neutrónico en el núcleo. En la figura 3 se muestra un ejemplo de la distribución de la densidad de flujo neutrónico en el reactor sin reflector y en el reactor con reflector.

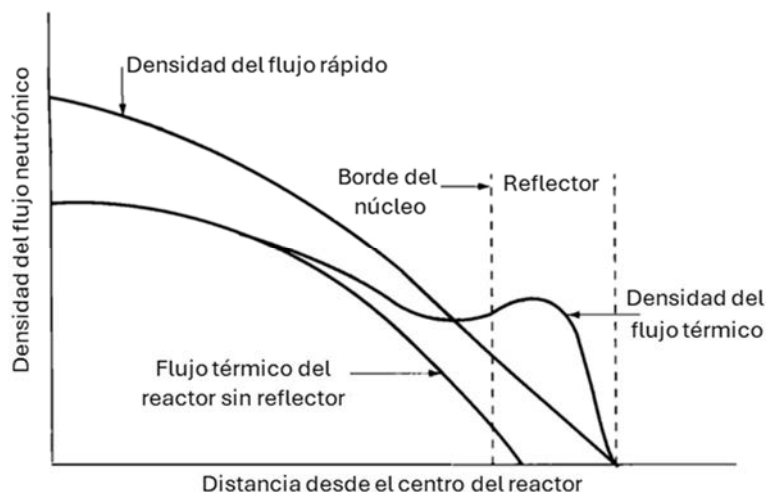


Fig. 3. Distribución de la densidad del flujo neutrónico en el reactor con y sin reflector. Cortesía de la Universidad Técnica Checa (República Checa).

El reflector del reactor redirige algunos neutrones térmicos de vuelta al núcleo; esto reduce la masa crítica y, por tanto, las dimensiones críticas del núcleo. Para considerar este efecto, el ahorro debido al reflector  $\delta$  se define como en la ecuación (6):

$$\delta = \tilde{R}_0 - R \quad (6)$$

donde  $\tilde{R}_0$  denota el diámetro crítico del reactor sin reflector y  $R$  es el diámetro crítico del reactor con reflector. En el caso de un reactor moderado por agua y con reflector, se puede utilizar la siguiente fórmula para estimar de manera aproximada el ahorro debido al reflector:

$$\delta \cong \frac{\bar{D}_C}{\bar{D}_R} L_R \quad (7)$$

donde

- $\bar{D}_C$ : coeficiente de difusión en el núcleo
- $\bar{D}_R$ : coeficiente de difusión en el reflector
- $L_R$ : longitud de difusión en el reflector

Los detectores de neutrones (basados en el convertidor  $^{10}\text{B}$  o  $^{235}\text{U}$ ) y las muestras de activación de Au o Mn son sensibles no solo a los neutrones térmicos, sino también a los neutrones epitérmicos. Esta sensibilidad depende de la sección eficaz del convertidor o de la muestra de activación para la energía cinética del neutrón. Para obtener la distribución del flujo neutrónico térmico puro, es necesario eliminar la parte correspondiente a los neutrones epitérmicos de la medición. La energía límite entre neutrones térmicos y epitérmicos tiene un valor aproximado de 0,1 eV. El cadmio (Cd), que se utiliza a menudo en el reactor, tiene una sección eficaz con una absorción significativamente alta de neutrones con energías bajas y un pico de resonancia a una

energía de aproximadamente 0,18 eV, y una sección eficaz de absorción significativamente baja para neutrones con energías superiores a este pico. Por ello, el Cd se utiliza a menudo como filtro para la detección de neutrones térmicos. Se realiza una medición inicial con un detector sin carcasa y se detectan tanto neutrones térmicos como epitérmicos. En el segundo paso, se realiza la medición con el mismo detector, pero en una carcasa de cadmio, y solo se detectan neutrones epitérmicos. La comparación de ambas mediciones permite hallar el flujo neutrónico térmico. En los cálculos se utiliza la razón de cadmio  $R_{Cd}$ , definida del siguiente modo:

$$R_{Cd} = \frac{C_{bare}}{C_{Cd}} = \frac{C_{th} + C_{epi}}{C_{epi}} \quad (8)$$

o:

$$R_{Cd} = \frac{\frac{C_{bare}}{M_{bare}}}{\frac{C_{Cd}}{M_{Cd}}} = \left( \frac{C_{bare}}{C_{Cd}} \right) \cdot \left( \frac{M_{Cd}}{M_{bare}} \right) = \left( \frac{C_{th} + C_{epi}}{C_{epi}} \right) \cdot \left( \frac{M_{Cd}}{M_{bare}} \right) \quad (9)$$

donde

- $C_{bare}$ : tasa de recuento medida con el detector sin carcasa
- $C_{Cd}$ : tasa de recuento medida con el detector con carcasa de Cd
- $C_{epi}$ : tasa de recuento correspondiente a los neutrones epitérmicos
- $C_{th}$ : tasa de recuento correspondiente a los neutrones térmicos
- $M_{bare}$ : masa de lámina o filamentos de metal sin carcasa
- $M_{Cd}$ : masa de lámina o filamentos de metal con carcasa de Cd

La ecuación (8) se utiliza para la detección de  $R_{Cd}$  mediante las cámaras de ionización, y la ecuación (9), para la detección mediante el detector de activación cuando se consideran diferentes masas de láminas o filamentos de metal. En la práctica, a menos que las mediciones de  $C_{bare}$  y  $C_{Cd}$  puedan realizarse simultáneamente, el cálculo deberá tener en cuenta el tiempo de desintegración radiactiva tras la irradiación de la muestra.

### 5.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Para llevar a cabo la caracterización del flujo neutrónico, el reactor no necesita instrumentación experimental específica.

Cuando se utilicen detectores de neutrones autoalimentados de pequeño tamaño o cámaras de ionización, el ejercicio requerirá la electrónica de lectura asociada y el dispositivo de filtrado de cadmio. Cuando se realicen mediciones con la técnica de activación, el AAN necesitará muestras de activación adecuadas y un sistema de espectrometría gamma.

Según el nivel del ejercicio, el alumnado debería tener un mínimo de conocimientos previos sobre lo siguiente:

- a) principios del reactor y funciones de los componentes principales (combustible, moderador, reflector, absorbente);
- b) neutrónica (espectros y distribución de la energía neutrónica);
- c) principio y utilización de los detectores de neutrones, y
- d) principios y mediciones basados en la activación neutrónica (uso de diferentes materiales y carcasa de cadmio).

Los contenidos de esta sección, de la sección 4 y de la sección 11 y sus referencias pueden utilizarse para el establecimiento de los antecedentes mínimos.

Este ejercicio es adecuado para programas de grado, maestría y doctorado. El nivel del ejercicio puede ajustarse en función de la formación del alumnado y de los objetivos pedagógicos. Suele ser de nivel básico o intermedio, pero también puede aplicarse en un programa de nivel avanzado.

En el nivel básico, los objetivos del ejercicio pueden limitarse a la medición de la distribución del flujo de neutrones térmicos (con una técnica), seguida de la comprensión de la forma de la distribución del flujo neutrónico en función de la configuración del núcleo. La duración de un ejercicio de este tipo suele ser de tres horas.

En el nivel intermedio, se puede profundizar en los siguientes aspectos adicionales:

- a) la comparación de la distribución del flujo neutrónico dada por dos técnicas (medición directa y mediante activación neutrónica);
- b) las investigaciones del espectro de neutrones y la comprensión de la distribución del flujo neutrónico según su rango de energía, y
- c) el estudio de la influencia de las perturbaciones en la configuración del núcleo a partir de la distribución del flujo neutrónico resultante de las mediciones. La duración de un ejercicio de este tipo puede oscilar entre 6 y 12 horas.

Por último, en el marco de un microproyecto de nivel intermedio y avanzado, el alumnado puede preparar un proceso de validación de códigos neutrónicos mediante la comparación del resultado obtenido a través del cálculo y de las mediciones de flujo neutrónico realizadas en el reactor mediante una de las técnicas de caracterización del flujo o ambas.

## 5.4. EJERCICIOS SOBRE LA CARACTERIZACIÓN DEL FLUJO NEUTRÓNICO

### 5.4.1. Objetivo del ejercicio

El ejercicio de la caracterización del flujo neutrónico puede realizarse fácilmente en reactores de investigación como se indica en la sección 5.3. Este ejercicio se puede llevar a cabo con dos objetivos complementarios:

- a) aprender a utilizar detectores para medir la distribución del flujo neutrónico, y
- b) comprender la forma de la distribución del flujo neutrónico y su relación con la física del reactor y el diseño del núcleo.

La medición de la distribución del flujo neutrónico puede llevarse a cabo con dos técnicas, como se indica en la sección 5.1: 1) medición directa del flujo neutrónico con detectores de pequeño tamaño (normalmente, detectores de gas, como las cámaras de fisión o los detectores autoalimentados) o 2) análisis posterior a la medición de la activación neutrónica de láminas o filamentos metálicos colocados dentro y/o alrededor del núcleo. También pueden llevarse a cabo investigaciones adicionales sobre el espectro neutrónico (térmico, epitérmico o rápido) o sobre la modificación de la distribución del flujo neutrónico, mediante modificaciones en la configuración del núcleo (con la eliminación de un reflector o la inserción de un dispositivo experimental, por ejemplo).

## 5.4.2. Equipos y condiciones

A excepción de la instrumentación necesaria para medir la distribución del flujo neutrónico en el núcleo o en sus proximidades, este ejercicio no requiere ningún equipo específico.

Para la medición directa con detectores de neutrones, se necesita el siguiente equipo:

- a) detector de gas de pequeño tamaño, como cámaras de ionización de fisión, o detector autoalimentado con el cable y la electrónica asociados para la lectura de la señal, y
- b) soporte de detector específico para mover el detector dentro del núcleo o por sus alrededores.

Las directrices sobre el equipo relacionado con la detección de neutrones con detectores de gas se dan en la sección 4. Al manipular los detectores en el núcleo, pueden ser de aplicación algunas limitaciones relacionadas con cuestiones de seguridad o protección radiológica. Es preferible realizar el experimento a muy baja potencia para limitar la tasa de dosis alrededor del núcleo, así como para limitar la activación del detector, sobre todo, si este debe retirarse posteriormente del núcleo o de la piscina del reactor (debería tenerse en cuenta el tiempo de decaimiento de la actividad).

Para la medición mediante la activación de láminas o filamentos, se necesita el siguiente equipo:

- a) láminas de activación o detectores de filamento metálico con masa o masas conocidas;
- b) soporte de muestras (a menudo, de plexiglás o aluminio) para colocar el detector o detectores de activación en el núcleo o en sus proximidades;
- c) contador  $2\pi$  o dispositivo de sistema de detección por espectrometría (con un detector de NaI(Tl) o HPGe) para la medición de la actividad, y
- d) cuando se necesita filtrar la energía de los neutrones, carcasas de Cd para las láminas de activación.

El tipo de detector de activación se elige en función de su sección eficaz de captura, en el dominio energético que se investigue, y del tipo de isótopo que se producirá con la irradiación neutrónica. El detector de activación también se elige en función del tipo de radiación emitida por el isótopo producido, su energía y su período (o vida media). La sección eficaz debería ser lo suficientemente alta para proporcionar una actividad medible. Los períodos suelen durar entre unos minutos y unos días. Los materiales de período corto (unos minutos) solo necesitan tiempos de irradiación cortos para tener una actividad significativa. En ese caso, habrá que corregir las mediciones teniendo en cuenta el intervalo de tiempo entre la irradiación y la medición. Desde el punto de vista de la protección radiológica, estas muestras deben manipularse con precaución debido a su actividad potencialmente alta, y la masa de la muestra se limitará al mínimo suficiente para alcanzar un recuento significativo. Entre los detectores de activación comunes (el isótopo radiactivo producido y su vida media), se encuentran el cobre ( $^{64}\text{Cu}$ , 12,7 horas), el oro ( $^{198}\text{Au}$ , 2,69 días), la aleación de cobre y oro (normalmente, 98 % Cu y 2 % Au) y el hierro ( $^{56}\text{Mn}$ , 2,58 horas).

Puede haber limitaciones relacionadas con cuestiones de seguridad o protección radiológica que sean aplicables a la manipulación de los detectores de activación. En particular, la tasa de dosis para el alumnado al retirar las muestras irradiadas y medir su actividad debería mantenerse lo más baja posible. Se pueden preparar soportes específicos para muestras a fin de limitar la exposición durante el experimento. También pueden utilizarse fuentes normalizadas para la calibración del sistema de medición a fin de obtener una detección precisa del flujo neutrónico.



Este sería el caso de las fuentes emisoras gamma normalizadas de  $^{54}\text{Mn}$  (835 keV), que pueden utilizarse en la calibración del sistema de detección de  $^{56}\text{Mn}$  (gamma a 847 keV).

La mayoría de los detectores de neutrones darán la distribución del flujo neutrónico térmico. De hecho, la mayoría de las secciones eficaces de absorción varían inversamente con la raíz cuadrada de la energía cinética de los neutrones. Por ejemplo, las cámaras de fisión son unas 600 veces más sensibles a los neutrones térmicos con una energía de 0,025 eV que a los neutrones de 1 MeV.

### 5.4.3. Metodología

Este apartado describe un ejercicio de tres etapas que puede llevarse a cabo para la caracterización del flujo neutrónico. Las distintas etapas pueden realizarse como ejercicios independientes o como fases de un único ejercicio, en función del nivel del alumnado y del plan de estudios. Puesto que la caracterización de neutrones puede efectuarse con una amplia variedad de detectores y sistemas de detección, este párrafo proporciona un ejemplo de los métodos que se pueden utilizar para este ejercicio, en el que se considera únicamente el uso de un tipo de detector de neutrones (cámara de fisión de pequeño tamaño) y dos tipos de detectores de activación (oro y hierro).

#### *Etapas 1. Distribución del flujo neutrónico*

Esta etapa se centra en medir y comprender la forma global de la distribución del flujo neutrónico.

Utilizando una cámara de fisión de pequeño tamaño, el detector conectado a su sistema de detección se desplaza progresivamente (por ejemplo, de cinco en cinco centímetros) por las proximidades del núcleo o su interior. Este ejercicio puede realizarse a lo largo del eje vertical u horizontal, utilizando, por ejemplo, un canal de haces. En cada posición del detector, se registra la señal con el fin de trazar las señales dependientes de las posiciones a lo largo del eje estudiado. Utilizando un detector calibrado de sensibilidad conocida, también es posible obtener el valor correspondiente del flujo neutrónico.

Los detectores de activación, como las láminas o los filamentos de oro, se utilizan habitualmente debido al sencillo patrón de decaimiento del  $^{198}\text{Au}$  y a su adecuada vida media (2,7 días). Se disponen las láminas (por ejemplo, una cada 5 cm) o los filamentos que se activarán en el soporte de muestras y este puede introducirse en el núcleo o en sus proximidades. Tras la irradiación, la muestra o muestras irradiadas pueden medirse con un contador  $2\pi$  o un espectrómetro gamma para medir la actividad de la muestra, que es proporcional al flujo neutrónico. Con fines prácticos, se puede cortar el filamento, por ejemplo, en muestras de 5 cm de longitud, para medir por separado la actividad de cada parte del filamento. La actividad y la posición de las muestras irradiadas darán como resultado un mapa de neutrones a lo largo de la dirección investigada.

La figura 3 muestra la distribución típica del flujo neutrónico en el núcleo de un reactor con y sin reflector. La densidad de neutrones presenta un máximo en el centro del núcleo y disminuye hacia su periferia. Este comportamiento puede modelarse utilizando la teoría de difusión de neutrones (véase la sección 5.2). Si hay un reflector alrededor del núcleo, en las proximidades del reflector se observa un aumento local de la densidad global de neutrones, que guarda relación con el aumento de la contribución de neutrones térmicos.

## Etapa 2. Detección de las distribuciones de flujo de neutrones térmicos y rápidos

La segunda etapa consiste en una investigación sencilla sobre las distribuciones de flujo de neutrones térmicos y rápidos.

Para obtener la contribución térmica pura al flujo de neutrones, se puede utilizar un procedimiento que consiste en efectuar dos mediciones sucesivas. Es necesario realizar una medición sin la carcasa de cadmio, es decir, utilizando todo el espectro de neutrones, y la segunda con la carcasa, esto es, eliminando el componente térmico del espectro. A continuación, se puede calcular la contribución puramente térmica a partir de las dos mediciones. El experimento puede realizarse con una cámara de fisión, utilizándola primero por sí sola y posteriormente en un contenedor de cadmio. La cantidad de cadmio utilizada para el blindaje debe limitarse al mínimo necesario, ya que la fuerte absorción de neutrones del cadmio puede dar lugar a una perturbación significativa del flujo neutrónico y, potencialmente, a un cambio en la reactividad. Este procedimiento puede aplicarse utilizando detectores de activación en lugar de cámaras de fisión basándose en el mismo principio. La figura 4 muestra las secciones eficaces dependientes de la energía del cadmio y el oro y puede utilizarse para ilustrar el principio de este método de sustracción utilizando muestras de oro.

La distribución del flujo de neutrones rápidos puede medirse con muestras de hierro, cuya sección eficaz es significativa para neutrones con energía superior a 6 MeV. Se espera que la comparación de las contribuciones de neutrones térmicos y rápidos a la distribución del flujo neutrónico dé un resultado similar al mostrado en la figura 3. Sin embargo, hay que tener en cuenta que la medición precisa de la distribución del flujo de neutrones rápidos es más compleja que la de la distribución del flujo de neutrones térmicos, debido a los bajos valores de las secciones eficaces en la región de energía rápida.

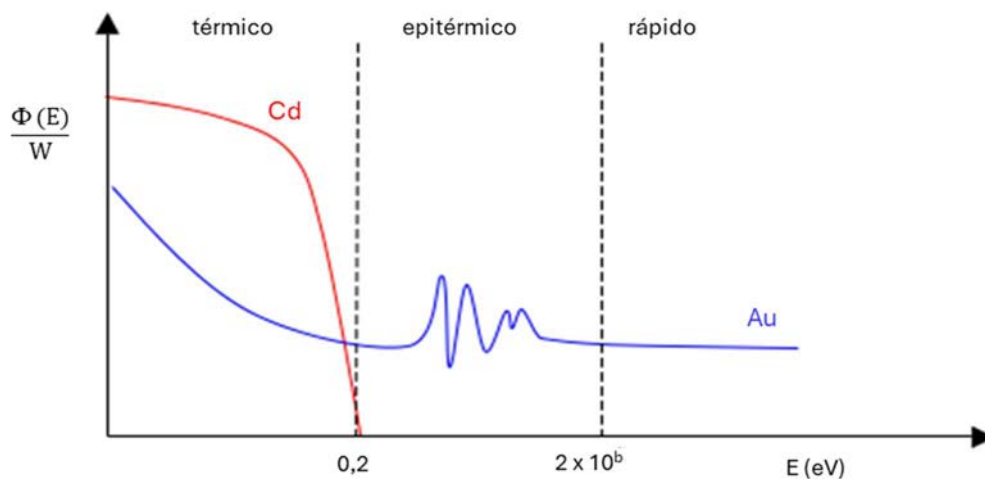


Fig. 4. Comparación de las secciones eficaces de absorción de oro y cadmio en función de la energía cinética de los neutrones. Cortesía del Atominstitut, Universidad Técnica de Viena (Austria).

## Etapa 3. Influencia de las perturbaciones del núcleo en la distribución del flujo neutrónico

En esta etapa se puede utilizar la técnica descrita anteriormente para establecer la distribución del flujo neutrónico (dominios de energía total, térmica o rápida). Partiendo de un estado de referencia estudiado en las fases 1 y 2, se pueden insertar una o más perturbaciones en el núcleo

para estudiar los cambios correspondientes en la distribución del flujo neutrónico. Dos de las perturbaciones que pueden estudiarse son:

- a) inserción de una barra de control que reduzca localmente la densidad de neutrones térmicos, y
- b) adición de elementos reflectantes en la periferia del núcleo, lo que aumenta la densidad de neutrones térmicos en la periferia del núcleo.

#### **5.4.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Cuando se coloque un dispositivo adicional (como detectores, muestras de activación, carcasa de cadmio o soporte de muestras) en el núcleo o alrededor del mismo (incluidos los canales de haces), es importante comprobar su posible impacto en la reactividad del núcleo y en la medición de la potencia del reactor.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, el uso de dispositivos adicionales sometidos a activación neutrónica puede conllevar un riesgo adicional de exposición durante o después de la irradiación. Para los radioisótopos con períodos de algunas horas, es habitual esperar una hora o más para que se desintegren los radioisótopos de vida corta (el aluminio, por ejemplo).

Se aplicarán procedimientos específicos cuando, en la manipulación y aplicación de detectores adicionales, participe el alumnado. En particular, al realizar el experimento con detector de activación, son de aplicación algunas reglas básicas:

- a) habría que calcular la actividad esperada de la muestra que se activará, limitar su masa en consecuencia y definir el tiempo de decaimiento antes de retirar las muestras de la posición de irradiación y colocarlas para su recuento;
- b) toda persona que participe en el ejercicio (profesorado, estudiantes y personal de operación del reactor) debería disponer de un dosímetro personal;
- c) la actividad del dispositivo de irradiación debería comprobarse sistemáticamente al retirar la muestra activada de su posición de irradiación;
- d) utilice bata de laboratorio, guantes y pinzas para la manipulación de muestras irradiadas;
- e) mientras no se estén midiendo, las muestras se mantienen bajo blindaje biológico;
- f) todos los participantes deberían comprobar su posible contaminación (utilizando monitores de pies y manos) después del ejercicio;
- g) para reducir los desechos radiactivos, es preferible utilizar isótopos de vida media corta. Se aconseja reutilizar las muestras, siempre garantizando una buena trazabilidad del historial de las muestras, y
- h) deberían tomarse precauciones con el cadmio debido al riesgo bioquímico asociado.

#### **5.4.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes (según el nivel del ejercicio): física de reactores, reactividad, densidad de neutrones y su dependencia geométrica, sistemas de detección de neutrones, interacción nuclear, sección eficaz, activación de neutrones, decaimiento radiactivo, normas básicas de protección radiológica;

- b) características de los detectores de neutrones, detectores de activación y sistema de detección (incluido su ajuste), según sea necesario;
- c) esquema del núcleo y sus proximidades, mostrando la posición en la que pueden colocarse los detectores;
- d) procedimiento detallado para realizar las tareas, e
- e) información y normas específicas relacionadas con el experimento, especialmente, para el uso de detectores de activación (véase la sección 5.4.4).

#### **5.4.6. Preguntas al alumnado**

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación de los resultados de aprendizaje:

- 1) Explique brevemente el principio de la técnica o técnicas utilizadas para la medición de neutrones.
- 2) ¿Por qué medio es posible determinar la distribución del flujo neutrónico térmico sin las contribuciones epitérmica y rápida?
- 3) ¿Cuáles deberían ser las características de un detector de activación adecuado teniendo en cuenta el rango de energía neutrónica investigado, los aspectos de medición de la actividad y las cuestiones de protección radiológica?
- 4) ¿Cuál es la forma típica de la distribución del flujo neutrónico térmico desde el centro del núcleo hacia su periferia? ¿Qué modelo matemático puede utilizarse para establecer dicha distribución?
- 5) ¿Cuál es la diferencia en la forma general de las distribuciones de flujo de neutrones rápidos y térmicos?
- 6) Suponiendo que se colocan elementos de grafito alrededor del núcleo, ¿cuál sería el cambio en la distribución del flujo neutrónico? ¿Por qué se instala el grafito en torno al núcleo?
- 7) ¿Cuál sería el efecto sobre la distribución del flujo neutrónico de insertar una barra de control? ¿Este efecto es idéntico para los neutrones térmicos y rápidos?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos a partir de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre los ejercicios de medición del flujo neutrónico en la bibliografía.

## 6. EXPERIMENTO DE CRITICIDAD

### 6.1. ANTECEDENTES

Durante la operación normal del reactor, mantener el reactor en criticidad o iniciar transitorios a través de estados subcríticos o supercríticos para modificar la potencia del reactor es una parte rutinaria del trabajo del personal de operación. Estas desviaciones de la criticidad están bien descritas en los procedimientos operacionales y se ejecutan teniendo en cuenta la configuración o configuraciones críticas alcanzadas previamente durante la operación del reactor, normalmente, unos minutos o unas horas antes. El personal de operación está formado para mantener el reactor de investigación en un estado seguro dentro de los límites y condiciones operacionales.

Puede producirse una situación completamente diferente cuando se supervisa el estado del reactor durante la recarga o cuando se pone en marcha el reactor tras la recarga o tras la instalación de nuevos equipos, en el núcleo o en sus proximidades, que influyan significativamente en la reactividad del núcleo. En tales casos, la comprobación de la criticidad o la aproximación a ella siempre conllevan algunas incertidumbres que no pueden evitarse incluso con los cálculos de criticidad más precisos disponibles y con personal experimentado en reactores. De hecho, las discrepancias respecto de los parámetros críticos previstos pueden dar lugar a condiciones de incidente o accidente. El accidente más grave que puede ocurrir si un experimento de criticidad no se realiza de forma adecuada y segura es la criticidad inmediata. Por lo tanto, el ejercicio relacionado con el experimento de criticidad, también conocido como *aproximación a la criticidad*, debe realizarse de forma muy precisa, con un profundo conocimiento de todos los fenómenos que pueden afectar al experimento y con la metodología adecuada. Casi todos los reactores de investigación del mundo utilizan la metodología que se describe a continuación.

La aproximación a la criticidad en los reactores moderados por agua ligera puede alcanzarse modificando una de las tres características siguientes del reactor: 1) la cantidad de combustible nuclear en el núcleo, esto es, añadiendo combustible; 2) la tasa de absorción de neutrones del núcleo, esto es, retirando la barra de control o diluyendo el ácido bórico; o 3) la moderación del núcleo, esto es, aumentando el nivel del moderador.

El experimento de criticidad es uno de los ejercicios más frecuentes en la instrucción del alumnado. De hecho, este experimento constituye el paso previo a la operación del reactor de investigación, y también permite al alumnado familiarizarse con el diseño y el control del reactor. Además, este ejercicio necesita una base teórica sencilla y, en la práctica, es fácil de llevar a cabo mediante los métodos de retirada de la barra de control o de aumento del nivel del agua, que no requieren equipos experimentales ni instrumentación específicos. Algo más complicados y lentos son los experimentos de criticidad basados en la adición de combustible al núcleo. Sea cual sea el método utilizado, el objetivo de estos ejercicios es proporcionar al alumnado los conocimientos, el método y las habilidades para llevar a cabo un experimento de criticidad.

### 6.2. TEORÍA

El objetivo principal del experimento de criticidad es aproximarse de forma segura al estado crítico del reactor y detectarlo por extrapolación. Se aumenta la reactividad de forma escalonada y controlada, por ejemplo, mediante la retirada escalonada de una barra de control o la carga de elementos combustibles en el núcleo. En cada paso se mide la tasa de recuento de neutrones y, utilizando las tasas de recuento del paso actual y del anterior, se predice el estado crítico (es decir, la posición de criticidad de la barra o el número de elementos combustibles necesarios para que

el reactor sea crítico). A partir de este estado crítico previsto y del valor correspondiente del denominado *parámetro crítico* (es decir, la posición de la barra o el número de elementos combustibles), se puede seguir aumentando la reactividad al tiempo que se garantiza que el reactor se mantiene subcrítico, hasta obtener una buena estimación del estado crítico. Este proceso iterativo se repite hasta que se alcanza una subcriticidad muy pequeña, normalmente, de unos pocos centesimales, es decir,  $k_{eff}$  casi se aproxima a 1. En esta fase, el experimento de criticidad ha finalizado y, con un procedimiento rutinario, un operador puede alcanzar con seguridad un estado crítico y, posteriormente, supercrítico para poner en marcha el reactor.

El experimento de criticidad se basa en la aplicación del método de multiplicación subcrítica, que suele describirse en los libros de texto de física de reactores o en los manuales de ejercicios de reactores de investigación. La evolución de la población de neutrones está relacionada con el factor de multiplicación efectivo  $k_{eff}$ , que es un parámetro esencial del reactor. Según su definición,  $k_{eff}$  representa la relación entre el número de neutrones de la generación de neutrones actual  $n_i$  y el número de neutrones de la generación anterior  $n_{i-1}$ . El valor  $k_{eff}$  es también la relación entre el número de neutrones producidos en una generación  $n_{producción}$  y el número de neutrones absorbidos en el núcleo  $n_{absorción}$  y fugados del núcleo  $n_{fugas}$  en la generación anterior. Por último, el factor de multiplicación efectivo puede definirse mediante una fórmula de seis factores, donde  $\eta$  es el factor de fisión térmica,  $\epsilon$  es el factor de fisión rápida,  $p$  es la probabilidad de escape a la resonancia,  $f$  es el factor de utilización térmica y  $P_F$  y  $P_T$  son las probabilidades de no fuga de neutrones rápidos y térmicos, respectivamente. Las tres definiciones son las siguientes:

$$k_{eff} = \frac{n_i}{n_{i-1}}; \quad k_{eff} = \frac{n_{producción}}{n_{absorción} + n_{fugas}}; \quad k_{eff} = \eta\epsilon p f P_F P_T \quad (10)$$

En estado subcrítico,  $k_{eff} < 1$ , pero, cuando se añade una fuente externa de neutrones al núcleo, los neutrones de la fuente se multiplican en el núcleo y, tras un período de estabilización, se alcanza un flujo de neutrones en estado estacionario. En este estado estacionario, el flujo neutrónico térmico es proporcional al factor de multiplicación efectivo. Supongamos que el reactor puede describirse mediante una aproximación de punto único, lo que significa que los flujos de neutrones térmicos en el núcleo y el reflector son proporcionales. Entonces, en cualquier posición del núcleo o del reflector, un detector de neutrones daría una señal medida  $n$  que es directamente proporcional al flujo neutrónico. Supongamos que, en un punto inicial de dicha medición, cuando el reactor se encuentra en estado estacionario, el flujo de neutrones térmicos presenta un valor  $n_0$ <sup>10</sup>. Cuando se modifica un parámetro crítico, por ejemplo, se retira una barra de control o se añade combustible, se produce un aumento de  $k_{eff}$  desde su valor inicial  $k_{eff0}$  hasta el valor  $k_{eff1}$ , aumentando el flujo de neutrones térmicos hasta alcanzar un nuevo estado estacionario con un valor medido  $n_1$ :

$$n_1 = n_0 + n_0 k_{eff1} + n_0 (k_{eff1})^2 + n_0 (k_{eff1})^3 + \dots + n_0 (k_{eff1})^m \quad (11)$$

donde  $m$  es el número de generaciones de neutrones. Como el reactor está en estado subcrítico, es decir,  $k_{eff1} < 1$ , el número final de neutrones viene dado por la suma de la serie geométrica con el cociente de  $k_{eff1}$ . Así:

---

<sup>10</sup> En este caso  $n_0 = \epsilon \cdot N$ , donde  $N$  es el flujo neutrónico del núcleo y  $\epsilon$  es la eficiencia del detector de neutrones.

$$n_1 = n_0 \frac{1 - (k_{eff1})^m}{1 - k_{eff1}} \quad (12)$$

Si el valor de  $m$  se aproxima a infinito y  $k_{eff} < 1$ , el segundo término del numerador se aproxima a cero.

$$\text{si } k_{eff1} < 1 \text{ y } m \rightarrow \infty \text{ entonces } (k_{eff1})^m \rightarrow 0 \quad (13)$$

Por lo tanto, la ecuación final tiene esta forma:

$$n_1 = n_0 \frac{1}{1 - k_{eff1}} \quad (14)$$

El mismo procedimiento es aplicable para un estado subcrítico con  $k_{eff2}$ , y las ecuaciones entre (10) y (15) siguen siendo similares, sustituyendo  $k_{eff1}$  por  $k_{eff2}$ . Así, la ecuación (13) puede reescribirse de forma general utilizando  $k_{effi}$ :

$$n_i = n_0 \frac{1}{1 - k_{effi}} \quad (15)$$

Si el reactor se aproxima al estado crítico, el valor de  $k_{effi}$  se aproxima a 1. En efecto, el valor de la fracción en la ecuación (15) aumenta hasta el infinito, y su valor inverso se aproxima a cero.

$$\text{si } k_{effi} \rightarrow 1 \text{ entonces } n_i \rightarrow \infty \text{ y } \frac{1}{n_i} \rightarrow 0 \quad (16)$$

Cuando el valor inverso  $1/n_i$  de la ecuación (16) se representa gráficamente en el eje  $y$  en función del parámetro crítico  $x$  (posición de la barra, por ejemplo), la curva interseca el eje  $x$  (es decir,  $1/n_i = 0$ ) cuando se alcanza la criticidad (véase la figura 5). En la práctica, mientras el estado crítico se acerca, pero aún no se alcanza, se puede predecir el valor crítico del parámetro crítico en el momento en que se alcanza la criticidad con la extrapolación de esta curva.

$$\text{si } \frac{1}{n_i} \rightarrow 0 \text{ entonces } \frac{n_0}{n_i} \rightarrow 0 \text{ si } n_0 = konst \quad (17)$$

Al alcanzar la criticidad,  $1/n_i$  se aproxima a cero e interseca el eje  $x$ . Por lo tanto, todo múltiplo constante también se aproxima a cero. Por ello, una práctica común es representar gráficamente  $n_0/n_i$  en función de  $x$ ; en este caso, el valor inicial en el eje  $y$  es 1 (valor máximo para  $n_0/n_i$ ), y no es necesario ajustar la escala del eje  $y$ .

Partiendo de un estado inicial con el flujo neutrónico térmico estable e igual a  $n_0$ , se aumenta la reactividad (paso  $i$ , parámetro modificado en el valor  $x_i$ ). Como resultado del aumento ( $k_{eff}$  se aproxima a 1), el flujo neutrónico térmico aumenta y se estabiliza en un valor  $n_i$ . El valor de  $n_0/n_i$  se representa en una curva (véase la figura 5) y, por extrapolación, se realiza una primera estimación del parámetro crítico. Este valor puede compararse con el parámetro crítico determinado mediante cálculo. Teniendo en cuenta el valor extrapolado del parámetro crítico, se puede seguir aumentando la reactividad (paso  $i+1$ ). Por razones de seguridad, un requisito

estipula que el parámetro modificado (posición de la barra, número de elementos o nivel del agua) no debería aumentar más de la mitad de la diferencia entre su valor actual y el valor más pequeño del parámetro crítico que se determinó a partir de la extrapolación anterior (véase el margen de seguridad en la figura 5) o del cálculo. En la práctica, y con fines pedagógicos, suponiendo que no se conoce la tendencia general de la curva (véase la figura 6), se elige un valor de  $x_{i+1}$  mucho menor que el impuesto por el margen de seguridad. Aplicando este valor de  $x_{i+1}$ , tras la adición de reactividad, el flujo neutrónico aumenta y alcanza un nuevo equilibrio en  $n_{i+1}$ . Este valor se introduce en la gráfica y se repite todo el proceso hasta alcanzar el valor de  $n_0/n_i \approx 0,1$ , es decir, cuando el reactor se encuentra en estado ligeramente subcrítico, normalmente, por unas centésimas. A continuación, se realiza la última extrapolación y el personal de operación puede alcanzar el estado crítico mediante un procedimiento rutinario del reactor.

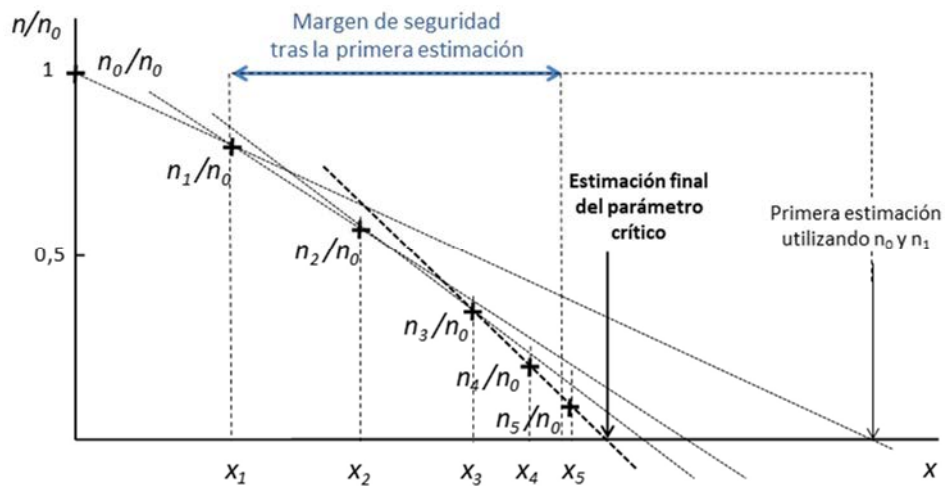


Fig. 5. Descripción detallada de las mediciones realizadas durante un experimento de criticidad.

La figura 6 representa tres casos o formas de curva diferentes que pueden darse cuando el reactor se aproxima a la criticidad. La curva 3 describe el caso ideal. Desgraciadamente, una curva recta 3 de este tipo no suele ser alcanzable en condiciones estándar del reactor. Desde el punto de vista de la seguridad nuclear, la curva cóncava 1 es desfavorable porque el valor extrapolado es superior al valor real posterior. Suele alcanzarse cuando un detector de neutrones está situado muy cerca del núcleo. La curva convexa 2 es más ventajosa desde el punto de vista de la seguridad, pero el ángulo con el que interseca con el eje  $x$  conduce a un punto de intersección inexacto y, por tanto, a una previsión del estado crítico menos precisa. La forma de las curvas depende de varios factores; los más importantes son la posición respectiva del detector, la fuente de neutrones y el combustible y su cambio durante el ensamblaje del núcleo. La curva convexa 2, más deseable, se alcanza cuando el detector de neutrones está lejos del núcleo. Sin embargo, en este caso suelen surgir dos problemas importantes, ya que colocar lejos un detector puede no ser factible espacialmente y, cuando es posible, la tasa de recuento proporcionada por el detector suele ser demasiado baja para que las estadísticas sean buenas.



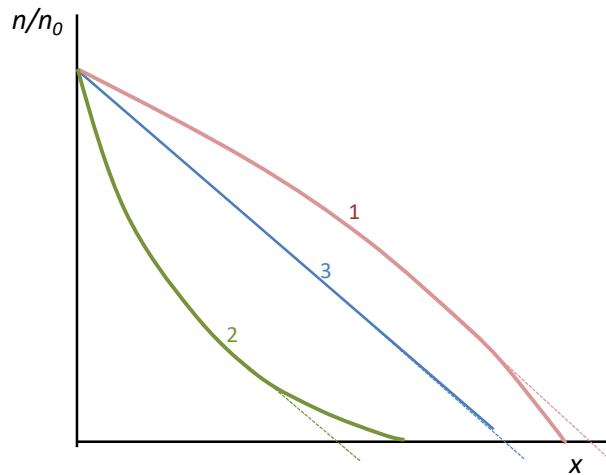


Fig. 6. Tres formas observadas experimentalmente en la aproximación al estado crítico.

### 6.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

El experimento de criticidad pertenece al grupo de ejercicios de física de reactores cuyo objetivo general es comprender los principios básicos de la física de reactores y su relación con la operación segura de un reactor nuclear de investigación o de potencia.

Los objetivos de aprendizaje específicos de este experimento deberían incluir la comprensión de lo siguiente:

- la cinética neutrónica en estados subcrítico, crítico y supercrítico en presencia de una fuente de neutrones;
- la incidencia del combustible, el moderador y los materiales absorbentes y reflectores en la reactividad;
- los problemas de seguridad relacionados con un aumento no controlado de la reactividad que puede conducir potencialmente a un accidente de criticidad;
- la necesidad de determinar la criticidad por extrapolación a partir del estado subcrítico, después de un cambio en la configuración del reactor (normalmente, mientras el reactor está parado) que lleve a un estado de reactividad desconocido;
- la técnica utilizada para la determinación de la criticidad, incluida la forma en que los datos experimentales pueden utilizarse para realizar el experimento con seguridad y obtener una estimación precisa de la configuración crítica;
- la importancia de la cultura de la seguridad y de una actitud inquisitiva durante la realización del experimento (debería darse prioridad a los datos experimentales sobre los parámetros calculados y el error humano debería considerarse siempre como una posible razón de resultados impredecibles), y
- cómo se puede seguir utilizando la configuración crítica estimada para poner en marcha y hacer funcionar el reactor.

Este ejercicio es esencial para el alumnado de estudios relacionados con el diseño, la física, la operación o la seguridad de los reactores. Es un ejercicio muy adecuado para estudiantes de planes de estudios especializados en ciencias nucleares en los tres niveles académicos: grado, maestría y doctorado. El nivel de los ejercicios puede ser básico, intermedio o avanzado, en función del nivel de conocimientos del alumnado y de los objetivos de aprendizaje.

Este ejercicio también es adecuado para estudiantes de diversos planes de estudios con especializaciones de ingeniería en maestría y doctorado, como la ingeniería energética, la ingeniería mecánica o la ingeniería eléctrica, cuyas tareas futuras se combinen con una especialización secundaria en ingeniería nuclear. El nivel de los ejercicios en este caso suele ser básico o intermedio y depende del nivel de conocimientos del alumnado y de los objetivos de aprendizaje.

En el nivel básico, la aproximación a la criticidad puede realizarla el personal de operación durante la presentación del reactor. Se explica el método y se utilizan los valores registrados de las tasas de recuento  $N$  para encontrar la configuración crítica (gráfico de  $1/N$  como función del parámetro modificado). El objetivo principal es que el alumnado comprenda que poner en marcha un reactor aumentando la reactividad requiere tener un conocimiento claro de cuál será el aumento resultante en la densidad de neutrones. La duración de un ejercicio de este tipo suele oscilar entre una y dos horas.

En el nivel intermedio, la aproximación a la criticidad se realiza paso a paso, haciendo que el alumnado participe en la decisión relativa a los cambios en los parámetros del núcleo que modifican la reactividad. Se puede realizar un análisis más profundo de las características del reactor para explicar el papel de la fuente y la no linealidad de la gráfica  $1/N$ . La duración de un ejercicio de este tipo suele oscilar entre dos y tres horas.

En el nivel avanzado, el experimento de criticidad puede realizarse como experimento en el edificio del núcleo. Por ejemplo, puede realizarse durante la carga de los últimos 4 o 5 elementos combustibles en el núcleo antes de que se aumente su reactividad al retirar las barras de control. Lo habitual es que un ejercicio de este tipo dure de cinco a seis horas. Se puede realizar también un ejercicio ampliado que combine cálculos del núcleo realizados con un código computacional utilizando datos experimentales registrados durante el ejercicio práctico en el reactor. Este ejercicio puede organizarse como un miniproyecto del alumnado de una o dos semanas.

## 6.4. EJERCICIOS SOBRE EL EXPERIMENTO DE CRITICIDAD

### 6.4.1. Objetivo del ejercicio

El objetivo del experimento de criticidad o aproximación a la criticidad es encontrar por extrapolación una configuración crítica de un reactor mientras este se mantiene subcrítico ( $k < 1$ ). Se lleva a cabo siempre que no se conozcan con exactitud las condiciones para alcanzar el estado crítico del reactor. Esto incluye las condiciones en las que se ha modificado la configuración del núcleo o de las proximidades del núcleo (incluida, por ejemplo, la periferia del núcleo, los dispositivos de irradiación, las fuentes frías y calientes y los haces de neutrones) a raíz de, por ejemplo: la carga de combustible; la modificación de los elementos reflectantes; los trabajos de mantenimiento o el cambio de una barra de control; o la introducción, retirada o modificación de un montaje experimental.

En el experimento de criticidad, la reactividad puede modificarse por diferentes medios, por ejemplo, cambiando el número de elementos combustibles, el nivel de agua como moderador o la posición de la barra de control. Una vez realizada la aproximación a la criticidad y conocida la configuración crítica de un reactor, esta configuración puede utilizarse para poner en marcha el reactor de forma controlada y segura.

## 6.4.2. Equipos y condiciones

Dado que la realización de un experimento de criticidad constituye un paso habitual en la operación segura de un reactor, por lo general, no se necesita ningún equipo adicional o específico para llevar a cabo este ejercicio con fines académicos.

Para realizar la aproximación a la criticidad y, posteriormente, poner en marcha el reactor, es necesario disponer de una fuente de neutrones (por ejemplo, una fuente de Am-Be) que suministre los neutrones que se multiplicarán en el núcleo. Además, se necesitan los siguientes equipos y condiciones:

- a) elementos combustibles en cantidad suficiente para alcanzar la criticidad;
- b) una forma de medir el parámetro crítico que se va a modificar (como puede ser la posición de la barra o el nivel del agua);
- c) un mínimo de un sistema de detección de neutrones para medir la tasa de recuento, que debe ser proporcional a la densidad de neutrones en todo el rango de medición asociado al ejercicio, y
- d) la fuente de neutrones, que debería presentar una actividad suficiente y estar situada en una posición adecuada para obtener una tasa de recuento significativa en los sistemas de detección de neutrones. Si es necesario y posible, la fuente puede desplazarse para aumentar la velocidad de recuento.

En este ejercicio, es importante asegurarse de que ningún parámetro dependiente del tiempo que no sea el parámetro crítico que se cambia a propósito para llevar a cabo la aproximación a la criticidad pueda interferir con la reactividad. Así pues, la aproximación a la criticidad no puede realizarse después de que el reactor haya funcionado a una potencia superior a unos pocos kW durante algún tiempo, generalmente, no más de unos minutos. De hecho, una disminución de la temperatura del agua dependiente del tiempo influye significativamente en la reactividad durante el ejercicio. En el caso de los reactores que funcionan durante un período largo de tiempo, normalmente más de 10 horas por encima de unos pocos cientos de kilovatios, el envenenamiento del núcleo (véase la sección 9.2.4), que da lugar a un cambio de reactividad dependiente del tiempo durante decenas de horas después de la parada del reactor (48 horas en el caso del  $^{135}\text{Xe}$ ), también ocasiona condiciones inadecuadas para realizar el ejercicio.

Para garantizar una estimación precisa del estado crítico, el nivel de la fuente debe permanecer constante durante el ejercicio. En el caso de los reactores de investigación que producen neutrones a partir de las reacciones ( $\gamma, n$ ) con elementos de berilio, no se recomienda un acercamiento a la criticidad pocas horas después del funcionamiento del reactor a potencia media, por lo general, a unas decenas de kW, ya que la potencia residual, la tasa de dosis gamma conexas y, en consecuencia, el nivel de la fuente, disminuyen exponencialmente con el tiempo.

Además, es importante tomar en consideración que, en este tipo de reactores, la carga de elementos combustibles quemados, elementos que presentan una potencia residual y una tasa de dosis gamma significativas, da lugar a un aumento simultáneo de la reactividad y del nivel de la fuente. Dado que este efecto es habitual en las centrales nucleares, el ejercicio constituye un buen ejemplo de análisis exhaustivo de datos de una carga del núcleo de este tipo.

## 6.4.3. Metodología

El experimento de criticidad puede realizarse en todos los reactores, ya que es el paso básico que debe realizarse antes de la puesta en marcha del reactor. Su método puede aplicarse a la carga de

combustible, la adición de moderador (por ejemplo, nivel de agua) o reflectores (por ejemplo, grafito o berilio), así como a la retirada de absorbentes (por ejemplo, barras de control).

A efectos pedagógicos, es preferible cambiar solo un parámetro durante la aproximación para encontrar el valor crítico de ese parámetro. Por ejemplo, retirar solo una barra es mejor que mover diferentes barras de control secuencialmente a posiciones similares.

Es importante que, en la aproximación a la criticidad, se utilice un método que pueda aplicarse a todo reactor de investigación. Por ejemplo, debería evitarse el procedimiento utilizado a veces en los reactores de investigación TRIGA, en el que todo el conjunto de barras de control se mueve de forma incremental hasta obtener una determinada corriente de referencia en los sistemas de detección de neutrones y sin trazar la gráfica de aproximación a la criticidad, ya que no es aplicable a otros tipos de reactores de investigación.

Desde un punto de vista práctico, los sistemas de detección de neutrones instalados en el reactor proporcionan una tasa de recuento  $N$  proporcional a la densidad de neutrones  $n$ . Los valores  $N$  se utilizan para trazar la curva  $1/N$  en función de la reactividad o, más comúnmente, en función de un parámetro físico  $x$  que se modifica. Al trazar esta curva, es posible comprobar paso a paso que la barra puede retirarse más para aproximarse a la criticidad sin sobrepasarla. En consecuencia, al aproximarse a la criticidad, el valor crítico del parámetro  $x$  puede hallarse por extrapolación (véase la figura 5).

Cuando se dispone de más de un sistema de detección, desde un punto de vista pedagógico, es aconsejable comparar las diferentes curvas  $1/N$  para demostrar que dan lugar a un estado crítico único, teniendo en cuenta las incertidumbres.

A modo de ejemplo, consideraremos aquí la búsqueda de la posición de criticidad de una barra de control. El reactor se encuentra inicialmente en estado subcrítico, con la barra de control totalmente insertada a la altura  $H = 0$ . El valor de la tasa de recuento  $N(H)$  se mide para  $H = 0$ . Se calcula el valor de  $1/N(0)$  y se representa en una gráfica de  $1/N$  frente a la posición de la barra  $H$ .

La barra se retira hasta una posición  $H_1$ . Al trabajar con los primeros valores de  $H$ , es importante orientar un poco al alumnado, ya que hay que controlar los aumentos de reactividad. La mejor forma de hacerlo es dar al alumnado un cuadro (véase el cuadro 5), en el que se fijan los primeros valores de  $H$  que habrá que utilizar (aquí, por ejemplo,  $H_1$ ,  $H_2$ ,  $H_3$  y  $H_4$ ). Conociendo las características del reactor y el estado operacional previo, se asegurará que el reactor esté en estado subcrítico para esos valores de  $H$ .

El valor de la tasa de recuento  $N(H)$  se mide para  $H = H_1$ . Para obtener el valor adecuado de  $N(H)$  es necesario esperar a que la tasa de recuento alcance un equilibrio. Según el tipo de sistema de I+C, esto se puede hacer comparando las tasas de recuento después de algún intervalo de tiempo (por ejemplo, cada 10 s) o gráficamente si puede usarse el sistema de I+C para trazar en tiempo real  $N$  como función del tiempo. Se puede establecer un valor medio de la tasa de recuento con tres mediciones sucesivas; por ejemplo, en el cuadro anterior, se indica un valor medio que se utiliza para calcular  $1/N$ .  $1/N(H_1)$  se representa en una gráfica de  $1/N(H)$  con  $H$  (gráfica similar a la de la figura 5). Este es el paso A del método.

CUADRO 5. REGISTRO DE LA TASA DE RECuento Y SU VALOR INVERSO: EJEMPLO CON VALORES FIJOS DE LAS POSICIONES INICIALES DE LA BARRA

Altura de la barra $H$ (mm)		$N$	$1/N$
0			
$H_1 = 100$			
$H_2 = 170$			
$H_3 = 230$			
$H_4 = 270$			
... Valor que definirá el alumnado			
... Valor que definirá el alumnado			
... Valor que definirá el alumnado			

A partir de los dos primeros puntos de  $H = 0$  y  $H = H_1$  y de la extrapolación de la curva, hay que confirmar que la barra de control se puede mover a la posición  $H_2$  sin llevar el reactor a un estado supercrítico. Este es el paso B del método. En la extrapolación, hay que tener en cuenta la variación no lineal de la reactividad con la altura de la barra de control, según la curva de calibración de la barra de control. Por eso es preferible ofrecer al alumnado una orientación con valores fijos de  $H$ .

Una vez comprobada la posibilidad de desplazar la barra de control a  $H_2$ , puede retirarse a esa posición. A continuación, se dan los pasos A y B en la posición  $H_2$  para comprobar que la barra puede desplazarse a la posición  $H_3$ . Se vuelve a realizar el mismo proceso (pasos A y B) antes de pasar a la posición  $H_4$ .

Al alcanzar la posición  $H_4$  y según los pasos A y B, se puede decidir hasta qué posición se puede seguir retirando la barra para aproximarse a un estado crítico mientras el reactor se mantiene subcrítico.

La aproximación a la criticidad se ejecuta hasta encontrar una estimación precisa de la posición de criticidad de la barra. Desde un punto de vista pedagógico, si es posible, es aconsejable ajustar la configuración del reactor (las posiciones de las demás barras, por ejemplo) para que la reactividad del núcleo varíe linealmente con la posición de la barra crítica. Esto puede lograrse cuando la posición de criticidad se determina en torno a la mitad de la altura del núcleo. En este caso, se obtiene una mejor estimación de la posición de criticidad, ya que la curva de extrapolación es lineal para los últimos datos medidos.

Es importante destacar que el gráfico de la curva  $1/N$  solo proporciona información cualitativa sobre la distancia a la criticidad. Este planteamiento puede efectuarse con una medición absoluta de la reactividad utilizando métodos de medición de la reactividad tales como la extracción de la fuente (véase la sección 8.2 y sus referencias).

#### 6.4.4. Consideraciones de seguridad

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Como el experimento de criticidad es un paso normalizado antes de la puesta en marcha del reactor, suele formar parte de los procedimientos habituales del reactor. Si el ejercicio implica la manipulación de combustible, hay que tener especial cuidado en garantizar una manipulación y carga seguras, es decir, en la prevención de daños mecánicos a los componentes del núcleo y

la aplicación estricta de los procedimientos y el esquema de carga. Desde el punto de vista de la seguridad, la manipulación de los elementos combustibles en el núcleo del reactor es una operación importante que siempre realiza personal de operación formado, cualificado y autorizado. Los cambios en las configuraciones del núcleo deberían basarse en cálculos neutrónicos y termohidráulicos que demuestren la seguridad de la configuración antes de su aplicación. Deberían respetar los valores de los límites y condiciones operacionales sobre el margen de parada y los criterios de seguridad termohidráulica. En el pasado se han producido varios accidentes de reactividad, por ejemplo, en los siguientes reactores de investigación: NRX (Canadá, 1952), RB (Yugoslavia, 1958), Reactor Estacionario de Baja Potencia (SL-1) (EE. UU., 1961), VENUS (Bélgica, 1965) y RA-2 (Argentina, 1984), algunos con víctimas humanas [11]. Así, tal y como se indica en la sección 3.1, debería hacerse hincapié en dar a conocer al alumnado las cuestiones de seguridad relacionadas con la carga de combustible y la aproximación a la criticidad a fin de reforzar la cultura de la seguridad y la actitud inquisitiva entre el alumnado.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, la aproximación a la criticidad mediante la retirada de una barra de control, por regla general, no debería dar lugar a restricciones adicionales. Por el contrario, pueden ser de aplicación normas específicas cuando el acercamiento a la criticidad se lleve a cabo mediante la manipulación y carga de elementos combustibles o mediante la modificación del nivel de agua en el núcleo, ya que el riesgo adicional relacionado con la exposición a la radiación puede ser considerable.

Desde el punto de vista de la seguridad física o las salvaguardias, la manipulación y la carga del combustible pueden estar sujetas a normas y restricciones específicas.

#### **6.4.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: cinética neutrónica en estado subcrítico con una fuente;
- b) esquema de la configuración del núcleo, incluida la posición y las características de los elementos combustibles, las barras de control y los detectores de neutrones;
- c) procedimiento detallado para efectuar la tarea, incluidos los pormenores de la medición (por ejemplo, esperar el equilibrio y promediar  $N$ ) y una tabla para registrar los valores de  $N$  y  $1/N$  para cada estado del núcleo;
- d) papel milimetrado o aplicación informática para trazar la curva, y
- e) información y normas específicas relacionadas con los experimentos (como, por ejemplo, que las barras de seguridad estén en su posición más elevada antes de introducir cambios en la reactividad del núcleo o que no se introduzcan materias extrañas en la piscina (por ejemplo, “no pierda su bolígrafo en la piscina”).

#### **6.4.6. Preguntas al alumnado**

Tras el ejercicio sobre aproximación a la criticidad, se puede plantear al alumnado la serie de preguntas siguiente:

- 1) Proporcione un mínimo de dos ejemplos de modificaciones de la configuración de un reactor que requieran la realización de una aproximación a la criticidad antes de la puesta en marcha del reactor.
- 2) ¿Cuál es la función de la fuente de neutrones en la aproximación a la criticidad?

- 3) ¿Cuál es la evolución de la densidad de neutrones al aumentar la reactividad del reactor entre dos estados subcríticos sucesivos?
- 4) ¿Por qué el tiempo que necesita la densidad de neutrones para alcanzar el equilibrio es mayor cuando el reactor se aproxima a la criticidad?
- 5) ¿Qué curva debería trazarse para estimar la posición de criticidad de una barra de control mientras se retira la barra paso a paso?
- 6) Explique por qué es importante, desde el punto de vista de la seguridad, realizar una aproximación a la criticidad cuando no se conoce la configuración crítica del reactor. ¿Qué podría ocurrir si se aumenta demasiado la reactividad?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos a partir de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre ejercicios de criticidad en la bibliografía.

## 7. CINÉTICA DE REACTORES

### 7.1. ANTECEDENTES

La operación segura de los reactores de investigación requiere una comprensión exhaustiva de la cinética y/o la dinámica del reactor en función del tiempo<sup>11</sup>. Ciertos tipos de reactores tienen un comportamiento específico, según su diseño y modos de operación. Los reactores de investigación son herramientas excelentes para estudiar el comportamiento de los reactores debido a su gran flexibilidad de operación, ejemplificada en la puesta en marcha, los cambios de potencia del reactor o las medidas de parada deliberada. Los ejercicios sobre cinética de reactores suelen abordar el comportamiento del reactor en sus diferentes estados, esto es, subcrítico, crítico y supercrítico. Por lo general, estos ejercicios se efectúan sin dificultad en reactores de baja potencia, ya que estos pueden dedicarse específicamente a la actividad educativa y son ejercicios que no necesitan equipos experimentales especiales. Si procede, estos ejercicios pueden realizarse sin una fuente externa de neutrones y con ella a fin de estudiar su influencia en la cinética del reactor. Además, puede realizarse un estudio de las propiedades básicas de los neutrones retardados y su influencia en el comportamiento del reactor.

### 7.2. TEORÍA

En el núcleo del reactor encontramos tres categorías de neutrones: neutrones inmediatos, neutrones retardados (ambos resultantes de reacciones de fisión) y neutrones de una fuente externa<sup>12</sup>. Los neutrones inmediatos y retardados desempeñan funciones diferentes en la cinética de reactores, y tienen importantes consecuencias para el control seguro del reactor. Estudiamos en primer lugar el caso hipotético de un reactor con neutrones inmediatos únicamente; en una segunda etapa, incluiremos los neutrones retardados.

El comportamiento de un reactor hipotético como sistema multiplicador finito sin fuente de neutrones externa y sin neutrones retardados puede describirse mediante la siguiente ecuación:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{k_{eff} - 1}{l} n(t) \quad (18)$$

donde

$n(t)$ : densidad de neutrones como número total de neutrones en el tiempo  $t$

$l$ : vida útil del neutrón inmediato

$k_{eff}$ : coeficiente de multiplicación efectivo<sup>13</sup>

Este reactor hipotético se encuentra en estado crítico, con  $k_{eff}$  igual a uno, si la densidad de neutrones permanece constante. Cuando el coeficiente de multiplicación efectivo  $k_{eff}$  es mayor que 1, el reactor se encuentra en estado supercrítico y, cuando  $k_{eff}$  es menor que 1, el reactor es

---

<sup>11</sup> Ambos términos, *cinética* y *dinámica*, se utilizan para describir el comportamiento del reactor dependiente del tiempo en diversas referencias y a menudo se emplean como sinónimos. En algunas referencias, el término *cinética* se utiliza para el comportamiento del reactor dependiente del tiempo sin realimentación, mientras que *dinámica* se usa para el comportamiento del reactor dependiente del tiempo con realimentación. Los experimentos de realimentación del reactor se describen en las secciones 9.4 y 9.5.

<sup>12</sup> Los neutrones externos o neutrones procedentes de una fuente de neutrones externa son todos los neutrones que no se originan en el combustible nuclear y que suelen producirse a través de reacciones  $(\alpha, n)$  o  $(\gamma, n)$ .

<sup>13</sup> En este caso, el coeficiente de multiplicación efectivo solo está relacionado con los neutrones inmediatos, y se descartan los neutrones retardados.



subcrítico. El número total de neutrones en el reactor<sup>14</sup> depende de  $k_{eff}$  y puede obtenerse integrando la ecuación (18), suponiendo que  $n(0) > 0$ :

$$n(t) = n_0 e^{\frac{k_{eff}-1}{l}t} \quad (19)$$

A partir de la ecuación (20), es evidente que  $n(t) = n_0$  cuando  $k_{eff}$  es igual a 1. Cuando  $k_{eff} < 1$ , el numerador es negativo y  $n(t)$  decrece exponencialmente. Por último, cuando  $k_{eff} > 1$ , el numerador es positivo y  $n(t)$  aumenta exponencialmente. Esas condiciones figuran en el cuadro 7. En este caso hipotético, la potencia del reactor aumenta muy rápidamente cuando el reactor se encuentra en estado supercrítico. Por ejemplo, para  $k_{eff} = 0,0001$  y vida útil del neutrón inmediato<sup>15</sup>  $l = 10^{-5}$  s, el número de neutrones y, por tanto, la potencia del reactor aumentarían  $e^{10}$  veces en un segundo. Un aumento tan rápido de la potencia no podría controlarse y provocaría un accidente de criticidad. Este caso, que supone que  $k_{eff}$  solo se aplica a los neutrones inmediatos, es puramente hipotético, como ya se ha mencionado.

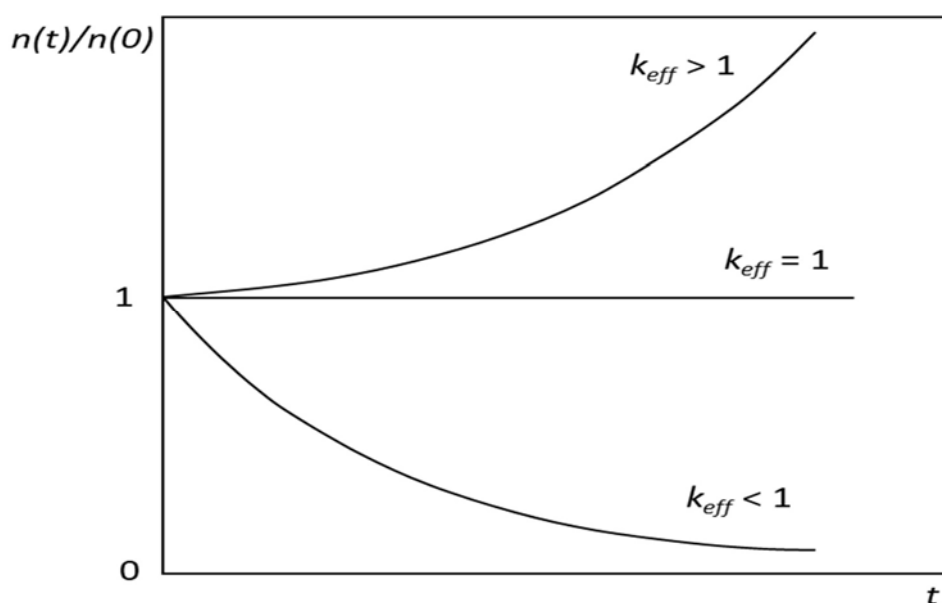


Fig. 7. Evolución del número de neutrones en un reactor sin fuente de neutrones externa. Reproducido de [16] con permiso de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

Consideremos ahora el caso en el que se halla una fuente de neutrones externa en el reactor. Nótese que la definición de criticidad depende solo de  $k_{eff}$  y no de la fuente de neutrones externa. El término de fuente de neutrones externa  $S(t)$  se incluye en la ecuación (18).

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{k_{eff} - 1}{l} n(t) + S(t) \quad (20)$$

<sup>14</sup> El número total de neutrones en el reactor equivale al número de fisiones y, por tanto, a la potencia del reactor.

<sup>15</sup> La vida útil de los neutrones inmediatos en los reactores de agua ligera es  $l = 10^{-5} - 10^{-4}$  s.

Para una fuente de neutrones independiente del tiempo,  $S(t) = S_0$ , el número total de neutrones en el reactor puede obtenerse resolviendo la ecuación (20) con  $n_0 = 0$ .

$$n(t) = \frac{l \cdot S_0}{k_{eff} - 1} \left( e^{\frac{k_{eff} - 1}{l} t} - 1 \right) \quad (21)$$

Sin embargo, el comportamiento del reactor no resulta obvio a partir de la ecuación (21), por lo que es necesario un análisis más detallado (véase la figura 8). En primer lugar, en el caso de  $k_{eff} > 1$ , el numerador del exponente es positivo y  $n(t)$  aumenta exponencialmente.

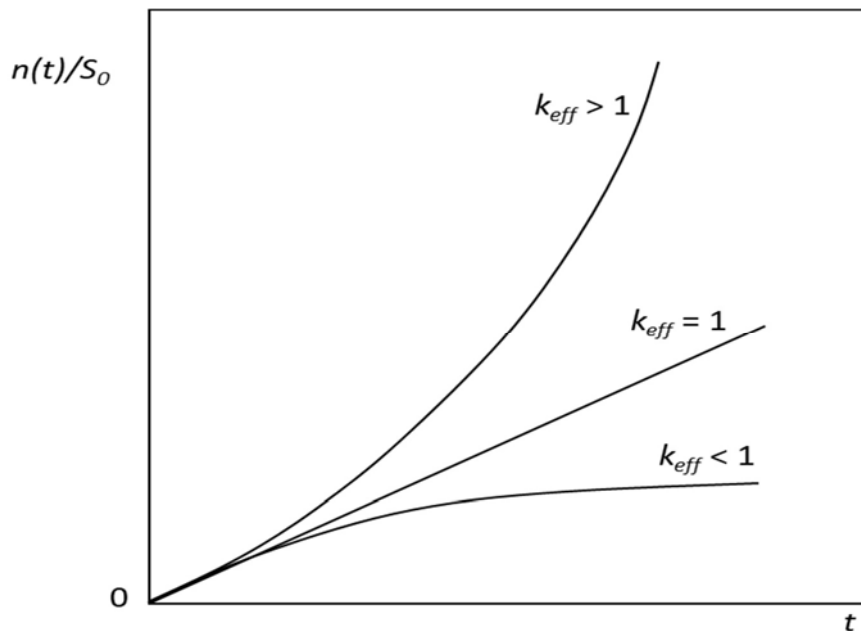


Fig. 8. Evolución del número de neutrones en un reactor con fuente de neutrones externa.

En segundo lugar, el comportamiento del reactor subcrítico resulta más claro si la ecuación (21) se reescribe de la siguiente forma:

$$n(t) = \frac{l \cdot S_0}{1 - k_{eff}} \left( 1 - e^{-\frac{(1 - k_{eff})}{l} t} \right) \quad (22)$$

Si  $k_{eff} < 1$ , el primer término de la ecuación (21) es positivo y  $n(t)$  aumenta al principio, pero, a medida que el término exponencial disminuye con el tiempo,  $n(t)$  se estabiliza en un valor  $n(\infty)$  independiente del tiempo.

$$n(\infty) = \frac{l \cdot S_0}{1 - k_{eff}} \quad (23)$$

Por último, cuando el reactor es crítico, la ecuación (22) da como resultado  $n(t) = S_0 t$ , lo que significa que, en un reactor crítico con una fuente de neutrones externa,  $n(t)$  aumenta linealmente.

La figura 8 muestra en un gráfico sencillo la evolución temporal del número total de neutrones en los estados subcrítico, crítico y supercrítico. En todos estos casos, la fuente de neutrones externa modifica el comportamiento del reactor, si se compara con un reactor sin fuente de neutrones. Los ejercicios dedicados a la cinética de reactores bajo la influencia de una fuente externa tienen que realizarse a potencia cero, es decir, por lo general, a menos de 0,1 W, para que la contribución de la fuente, que emite un número finito de neutrones por segundo, no se vea apantallada por el elevado número de neutrones producidos por las reacciones de fisión.

Los neutrones retardados modifican intensamente el comportamiento del reactor, ya que provocan cambios de densidad neutrónica mucho más lentos, lo que permite un control seguro del reactor. En este caso,  $k_{eff}$  se aplica a la suma de los neutrones inmediatos y retardados. La influencia de los neutrones retardados en el comportamiento del reactor no puede descartarse, salvo en el caso de grandes cambios de reactividad ( $k_{eff} - 1 \geq \beta$ ), que llevarían el reactor a un estado crítico inmediato y a un accidente de criticidad, como se ha comentado anteriormente (véase la figura 7).

Los neutrones retardados se producen por el decaimiento radiactivo de ciertos fragmentos de fisión, los llamados *precursores de los neutrones retardados*. Por esta razón, es necesario incluir la producción retardada de neutrones en la ecuación de cinética (18) y describir la variación temporal de la concentración de precursores. Como los precursores presentan tiempos de decaimiento que oscilan normalmente entre una décima de segundo y cientos de segundos, suelen clasificarse en seis grupos; cada grupo  $i$  presenta un tiempo medio de decaimiento radiactivo  $\lambda_i$ . En este caso, la cinética del reactor se describe mediante un sistema de ecuaciones diferenciales.

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{k_{eff}(1-\beta_{eff})-1}{l} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i(t) \quad (24)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \beta_{eff} \frac{k_{eff}}{l} n(t) - \lambda_i c_i(t) \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (25)$$

Las ecuaciones (24) y (25) pueden reescribirse utilizando la reactividad:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta_{eff}}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i(t) \quad (26)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_{ieff}}{\Lambda} n(t) - \lambda_i c_i(t) \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (27)$$

donde

$c_i(t)$ : concentración del precursor para el  $i^{\text{ésimo}}$  grupo de neutrones diferidos

$\beta_{eff}$ : fracción efectiva de neutrones diferidos

$\beta_{ieff}$ : fracción efectiva de neutrones diferidos para el  $i^{\text{ésimo}}$  grupo de neutrones diferidos

$\Lambda$ : tiempo medio de generación de neutrones ( $\Lambda = \frac{l}{k_{eff}}$ )

La descripción anterior del comportamiento cinético del reactor supone que no existe dependencia espacial de estos parámetros en todo el núcleo del reactor. Este enfoque se denomina *modelo cinético puntual* del reactor y las ecuaciones (18) o (26) y (27) se denominan *ecuaciones cinéticas puntuales*.

Las ecuaciones (26) y (27) describen completamente el comportamiento dependiente del tiempo de un reactor que funciona a baja potencia (normalmente, a menos de 1 kW), es decir, un reactor sin efectos de realimentación significativos, en todos sus estados operacionales.

Para estudiar los detalles de la cinética del reactor se pueden realizar distintos cambios de reactividad por pulsos, por transitorios o por períodos. Estos ejercicios pueden considerarse ejercicios avanzados de cinética de reactores y son fáciles de realizar en reactores de investigación que funcionan deliberadamente a baja potencia, es decir, normalmente, a menos de 1 kW. Además, los reactores de investigación pueden estar equipados con dispositivos específicos, por ejemplo, un dispositivo de absorción de neutrones rápidos, para permitir la realización de una gama más amplia de ejercicios.

La figura 9 ofrece ejemplos de estos ejercicios y muestra el cambio en la potencia del reactor (curvas superiores) inducido por un cambio en la posición de una barra de control (curvas inferiores), lo que es representativo de los cambios de reactividad. La figura es una impresión de pantalla de la consola del reactor y pretende mostrar la forma de los cambios, no valores numéricos detallados. El panel izquierdo de la figura muestra la respuesta habitual del reactor para cambios periódicos lineales en la reactividad de  $\pm 10$  centésimas. El panel derecho de la figura muestra cambios periódicos escalonados de  $\pm 12$  centésimas.

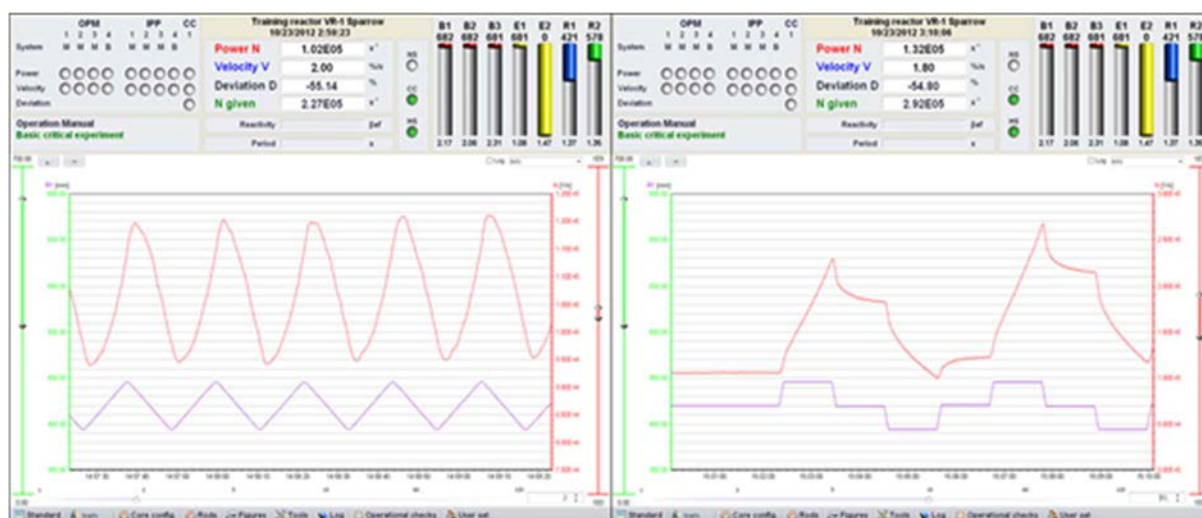


Fig. 9. Ejemplos de respuestas típicas del reactor para los cambios periódicos de reactividad. Cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

### 7.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Estos ejercicios de cinética de reactores pertenecen a un grupo de ejercicios de física de reactores cuyo objetivo general es comprender los principios básicos de la física de reactores y su relación con la operación segura de los reactores de investigación o de potencia.

A través de estos ejercicios puede abordarse un amplio espectro de principios y conceptos básicos relacionados con la cinética de los reactores. Los objetivos de aprendizaje pueden incluir la comprensión de lo siguiente:

- a) cinética neutrónica en estados subcrítico, crítico y supercrítico en presencia de una fuente de neutrones externa;
- b) cinética neutrónica en estados subcrítico, crítico y supercrítico sin fuente de neutrones externa;
- c) contribuciones de los neutrones rápidos y de los neutrones retardados a la cinética neutrónica;
- d) contribución de los neutrones retardados de diferentes grupos de precursores, es decir, precursores con diferentes tiempos de decaimiento radiactivo, a la cinética neutrónica;
- e) necesidad de mantener el reactor en estado subcrítico para los neutrones inmediatos, es decir,  $\rho < \beta_{eff}$ , de modo que la reacción en cadena se controle con neutrones retardados;
- f) problemas de seguridad relacionados con un aumento no controlado de la reactividad que puede conducir potencialmente a un accidente de criticidad si  $\rho > \beta_{eff}$ , y
- g) la importancia de la cultura de la seguridad y de una actitud inquisitiva al modificar la potencia del reactor: los cambios en la reactividad deberían realizarse con una idea clara del efecto resultante en la cinética neutrónica y toda desviación del comportamiento esperado debería detectarse, analizarse y corregirse.

Estos ejercicios son esenciales para el alumnado que cursa estudios relacionados con el diseño, la física, la operación y la seguridad de los reactores. Son muy adecuados para quienes se especializan en planes de estudios de ciencias nucleares en los tres niveles académicos: grado, maestría y doctorado. El nivel de los ejercicios puede ser básico, intermedio o avanzado, en función del nivel de conocimientos del alumnado y de los objetivos de aprendizaje.

Estos ejercicios también son adecuados para estudiantes de programas de maestría y doctorado que se especializan en diversos planes de estudios de ingeniería, como ingeniería energética, ingeniería mecánica o ingeniería eléctrica, junto con una especialización secundaria en ingeniería nuclear. El nivel de los ejercicios en este caso suele ser básico o intermedio, en función del nivel de conocimientos del alumnado y de los objetivos de aprendizaje.

En los niveles básico e intermedio, el estudio de la cinética del reactor puede dedicarse al estudio de la respuesta de un reactor en diferentes estados, es decir, con el reactor ligeramente subcrítico, crítico y ligeramente supercrítico, tanto sin fuente de neutrones externa como con ella. El objetivo principal de los ejercicios es mostrar el comportamiento del reactor e ilustrar de forma práctica las ecuaciones de la cinética neutrónica. La duración de un ejercicio de este tipo suele ser de una a dos horas.

En el nivel avanzado, el estudio de la cinética del reactor puede incluir el estudio de transitorios simples o periódicos para mostrar la influencia de los neutrones inmediatos y retardados en el comportamiento del reactor. Estos ejercicios, que requieren un análisis más profundo del comportamiento de los reactores, son adecuados, sobre todo, para estudiantes de doctorado de ingeniería nuclear y para estudiantes con un interés especial en programas de maestría, como futuros físicos de reactores o ingenieros de seguridad nuclear. La duración de estos ejercicios suele oscilar entre dos y tres horas. Se pueden analizar comparativamente los cálculos realizados utilizando las ecuaciones de la cinética neutrónica y los datos experimentales registrados en el reactor con un miniproyecto ampliado. Este ejercicio puede organizarse como un miniproyecto del alumnado de una semana de duración.

## 7.4. EJERCICIOS SOBRE CINÉTICA DE REACTORES

### 7.4.1. Objetivo de los ejercicios

El objetivo de estos ejercicios es ilustrar y proporcionar una comprensión global de la cinética neutrónica que sustenta el comportamiento del reactor a baja potencia, es decir, sin realimentaciones, que se abordan más adelante en las secciones 9.4 y 9.5.

Se puede estudiar la cinética del reactor examinando los diferentes estados del reactor con una fuente de neutrones externa o sin ella. Además, estos ejercicios pueden realizarse para estudiar la importante contribución de los neutrones retardados al control del reactor.

### 7.4.2. Equipos y condiciones

Dado que la realización de cambios limitados en la reactividad en torno a la criticidad es un proceso habitual en la operación de un reactor, no suele necesitarse ningún equipo adicional o específico para realizar los ejercicios habituales de cinética de reactores.

Es necesario disponer de algún tipo de fuente de neutrones para suministrar neutrones que se multipliquen en el núcleo y pongan en marcha el reactor. Puede tratarse de una fuente extraíble, como una fuente Am-Be que se coloque en el núcleo, o de una fuente inherente al núcleo, por ejemplo, cuando los rayos gamma emitidos por el combustible interactúan con elementos de berilio mediante una reacción ( $\gamma, n$ ) para producir neutrones. El reactor debería encontrarse en un estado básico para su operación a potencia cero o baja, es decir, sin ningún efecto de realimentación (por ejemplo, temperatura estable y ausencia de venenos). Una de las formas más sencillas de modificar el estado del reactor es mover una de sus barras de control, utilizando la curva de calibración de la barra para ajustar el cambio de reactividad al valor previsto.

Los sistemas normalizados de detección de neutrones utilizados para la operación y control de reactores pueden utilizarse para seguir el cambio en la densidad de neutrones o la potencia correspondiente del reactor. Se aconseja un sistema de detección capaz de registrar y trazar la densidad de neutrones dependiente del tiempo para observar fácilmente la respuesta del reactor a los cambios de reactividad.

Para estudiar y comparar la cinética del reactor sin una fuente de neutrones externa y con ella, la fuente de neutrones debería poderse extraer del núcleo. En algunos reactores, esto no es posible por razones técnicas o administrativas. En ese caso, solo puede realizarse un estudio parcial de la cinética del reactor.

Para realizar ejercicios avanzados, se necesitan equipos específicos o que el reactor tenga características concretas. Por ejemplo, para estudiar la respuesta del reactor a pequeños transitorios de reactividad, se pueden añadir sistemas adicionales al núcleo, como un tubo insertado en el núcleo, con un absorbente o una muestra de combustible oscilante por accionamiento mecánico. Otro ejemplo es el estudio del modo pulsado de los reactores TRIGA. Estos reactores están diseñados con un moderador específico (ZrH) con un efecto de realimentación de temperatura rápido y fuerte (véase la sección 2.4 y la referencia [17]). Un reactor de este tipo puede estar equipado con barras absorbentes que pueden expulsarse del núcleo mediante un sistema neumático. La eyección hace que el reactor sea supercrítico solo con neutrones inmediatos ( $k_{\text{eff}} > \beta_{\text{eff}}$ ) e induce un aumento muy rápido (en decenas de milisegundos) de la potencia hasta miles de MW. El efecto de realimentación de la temperatura asegura una disminución inmediata de la reactividad del núcleo en decenas de milisegundos y

el reactor se vuelve fuertemente subcrítico. El transitorio de potencia total tiene una duración habitual de entre 30 y 50 ms. Esta secuencia operacional, denominada *modo pulsado*, puede utilizarse para observar y estudiar transitorios supercríticos de neutrones inmediatos.

### 7.4.3. Metodología

A continuación, se describe el método para realizar ejercicios utilizando una de las barras de control para cambiar la reactividad del reactor. Partiendo de la criticidad a baja potencia  $P_0$  (sin efecto de realimentación) con la barra de control en su posición de criticidad ( $H_0$ ) y con el núcleo sin la fuente de neutrones, es posible realizar los siguientes pasos:

- 1) Observar el valor constante de la potencia del reactor (medido por la señal del sistema de detección de neutrones) en relación con el estado crítico ( $k_{eff} = 1$ ), controlando el reactor manualmente o a través del sistema de control automático, cuando esté disponible.
- 2) Observar de cerca las pequeñas fluctuaciones de la potencia del reactor para demostrar que la potencia media es constante, pero experimenta algunas pequeñas fluctuaciones relacionadas con el carácter estadístico de las reacciones de fisión.
- 3) Introducir una barra unos milímetros para llevar al reactor a un estado ligeramente subcrítico ( $k_{eff} < 1$ ) y observar la disminución exponencial de la potencia.
- 4) Volver a la criticidad antes de retirar la barra de control unos milímetros para llevar al reactor a un estado ligeramente supercrítico ( $k_{eff} > 1$ ) y observar el aumento exponencial de la potencia del reactor.
- 5) Desplazar una barra a una posición más elevada para aumentar la potencia con un tiempo de duplicación dado, por ejemplo, de 30 s, y comprobar la coherencia entre el tiempo de duplicación previsto (a partir de la curva horaria) y el medido.
- 6) Estabilizar el reactor a una potencia 10 veces superior a la del estado crítico anterior, pero sin efectos de realimentación. Así, se demuestra que la posición de criticidad de la barra no depende de la potencia del reactor, siempre que no haya efecto de realimentación.
- 7) Insertar una barra de control para reducir la potencia del reactor a su valor inicial  $P_0$  y mantener el reactor en estado crítico.
- 8) Insertar la fuente de neutrones externa en el núcleo; se puede observar un aumento muy lento y lineal de la potencia del reactor debido al suministro constante de neutrones procedentes de la fuente. Para observar claramente este efecto, la potencia debería ser muy baja, normalmente, inferior a 100 mW.
- 9) Insertar la barra de control para llevar al reactor a un estado ligeramente subcrítico y observar la disminución exponencial de la potencia.
- 10) Devolver el reactor a la criticidad.
- 11) Retirar una barra de control para llevar al reactor a un estado ligeramente supercrítico y observar el aumento exponencial de la potencia.

Otro estudio de la cinética puede incluir la observación de un salto rápido, cuando se lleva el reactor a un estado supercrítico por una inserción rápida de reactividad significativa. La altura medida del salto rápido puede compararse con un valor calculado con las ecuaciones cinéticas.

La función de los neutrones diferidos también puede mostrarse durante un transitorio de reactividad. Partiendo de un estado crítico, la reactividad se disminuye sucesivamente de 0 a  $-200$  pcm mediante la inserción de una barra de control y se aumenta inmediatamente de  $-200$  a 0 pcm mediante su retirada en un corto período de tiempo, es decir, aproximadamente, la vida útil media del precursor ( $\sim 11$  s). Durante la segunda parte del transitorio, se observa un aumento de la potencia relacionado con el suministro de neutrones retardados generados a partir del decaimiento de los precursores producidos antes del transitorio. Este ejercicio evidencia la importante función de los

precursores y los neutrones retardados conexos. Puede utilizarse para tratar la función de los neutrones retardados en el mantenimiento de la criticidad del reactor. En efecto, cuando  $k_{eff} = 1$ , los neutrones inmediatos llevan al reactor a un estado subcrítico, pero la pérdida de neutrones inmediatos se compensa con los neutrones retardados suministrados por el decaimiento de los precursores. A partir de la ecuación (28) y con la suposición de que solo hay un grupo de precursores, cuando el reactor se encuentra en estado crítico, la densidad de neutrones  $n$  está ligada a la concentración de precursores  $c$  por la siguiente ecuación que muestra que el nivel al que se puede estabilizar  $n$  depende de la cantidad de precursores disponibles  $c$ .

$$n = \frac{\Lambda \lambda}{\beta_{eff}} c \quad (28)$$

Se pueden realizar ejercicios adicionales efectuando variaciones periódicas de la reactividad para estudiar la respuesta correspondiente del reactor, como se muestra en la figura 9. Estos ejercicios pueden utilizarse para indicar la importante contribución de los neutrones retardados al número total. Como puede observarse en la curva del panel derecho de la figura 9, las secuencias supercríticas de período corto aumentan la densidad neutrónica global, pero su duración es demasiado corta para aumentar la concentración de precursores a un nivel suficiente para mantener una potencia constante cuando el reactor se lleva de nuevo a criticidad.

#### 7.4.4. Consideraciones de seguridad

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Los cambios en la reactividad inducidos mediante el movimiento de la barra de control son operaciones rutinarias en un reactor, por lo que corresponde aplicar los procedimientos operacionales normalizados. Estos procedimientos suelen incluir una limitación del valor máximo de reactividad que puede añadirse. Esta limitación suele estar vinculada a valores normalizados y mínimos de tiempo de duplicación (normalmente, hasta 20 s en reactores de baja potencia), que se utilizan o autorizan, respectivamente, en la instalación.

Cuando se considere la adición de equipos para realizar ejercicios de cinética neutrónica, debería realizarse un análisis exhaustivo de la seguridad, en referencia a la sección 3.1.2.7 y a la publicación N° SSG-24 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* [10], *Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors*. La amplitud del cambio de reactividad suele estar sujeta a una limitación y la implantación de nuevos equipos suele requerir el examen y la autorización de un comité de seguridad o del órgano regulador.

También deberían aplicarse procedimientos operacionales normalizados para la inserción y extracción de una fuente neutrónica externa. Como se indica en la sección 7.2, la fuente externa no modifica la reactividad, por lo que la fuente no puede causar problemas relacionados con la variación de reactividad.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, puede considerarse que existe un riesgo adicional al realizar ejercicios en los que se inserte o extraiga del núcleo dispositivos o una fuente neutrónica externa.

Desde el punto de vista de la seguridad física o las salvaguardias, la utilización de material nuclear para modificar la reactividad puede estar sujeta a normas y restricciones específicas.



#### 7.4.5. Documentación

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: cinética neutrónica, incluidos los neutrones inmediatos y retardados, sin fuente de neutrones y con ella;
- b) esquema con la configuración del núcleo en el que se incluye la posición y las características de los elementos combustibles, las barras de control, la fuente neutrónica externa, los detectores de neutrones y los equipos específicos utilizados para los ejercicios;
- c) procedimiento detallado para realizar la tarea, y
- d) curva horaria del reactor y curva de calibración de las barras de control para establecer o comprobar la coherencia del tiempo de duplicación.

#### 7.4.6. Preguntas al alumnado

Tras los ejercicios de cinética de reactores, se pueden plantear al alumnado las siguientes preguntas:

- 1) ¿Cuáles son las condiciones necesarias para observar un incremento lineal de la densidad de neutrones en el reactor?
- 2) Al incrementar rápidamente la reactividad del núcleo, ¿cuáles son los dos pasos sucesivos en el aumento de la densidad de neutrones? Indique el nombre del primer paso. ¿Cómo aumenta la densidad de neutrones durante el segundo paso?
- 3) Suponiendo que el reactor funciona a baja potencia, es decir, sin efectos de realimentación, ¿el estado crítico del reactor, esto es, la posición de criticidad de la barra de control depende de la potencia del reactor? Justifique su respuesta.
- 4) En referencia a la ecuación de cinética (26) en la criticidad ( $\rho = 0$ ), ¿cuál es la variación (aumento o disminución) de la población de neutrones inmediatos durante el tiempo  $dt$ ? Por lo tanto, ¿cuál es el papel de los neutrones retardados en el mantenimiento de la densidad total de neutrones constante en el estado crítico?
- 5) Si la potencia del reactor se incrementa en un factor de 10 entre dos estados críticos, ¿en qué factor se incrementa la concentración de precursores entre estos dos estados?
- 6) Explique la razón que justifica la inercia del reactor en relación con los cambios de concentración neutrónica al cambiar rápidamente la reactividad del núcleo.

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre los ejercicios de cinética de reactores en la bibliografía.

## 8. CONTROL DE LA REACTIVIDAD

### 8.1. ANTECEDENTES

La operación segura de los reactores de investigación requiere una comprensión integral de la dependencia temporal de la cinética y/o dinámica del reactor, incluida la dependencia de características específicas relacionadas con el diseño del reactor y sus modos de operación. La reactividad es el principal parámetro que influye en la cinética del reactor. Su valor absoluto y su variación temporal tienen una influencia inmediata en la operación del reactor y efectos importantes en la seguridad. Los reactores de investigación son herramientas excelentes para estudiar el comportamiento de los reactores debido a su gran flexibilidad de operación, y los ejercicios de medición de la reactividad son ejercicios muy frecuentes y populares en los reactores de investigación.

La determinación y comprobación de varios parámetros operacionales del reactor relacionados con la reactividad son procedimientos rutinarios. Los parámetros incluyen, por ejemplo, el exceso de reactividad máximo, la reactividad equivalente de la barra de control, el margen de parada, la subcriticidad del reactor, las variaciones de reactividad causadas por la inserción o extracción de un elemento combustible y las causadas por un dispositivo experimental o una muestra insertada en el núcleo o extraída de él. Entre estos parámetros, los más importantes son la reactividad equivalente de la barra de control y la calibración de la reactividad, el exceso de reactividad y el margen de parada, y el efecto en la reactividad de los dispositivos que se inserten en el núcleo.

### 8.2. TEORÍA

El concepto de reactividad representa la desviación del reactor con respecto a la criticidad. La definición de reactividad se deduce de una sencilla consideración. Si el número de neutrones en el núcleo en un momento dado es  $n_0$ , en la siguiente generación, el número de neutrones será  $n_0 k_{eff}$ , donde  $k_{eff}$  es el factor de multiplicación efectivo. La ganancia o pérdida en la población de neutrones es  $n_0 k_{eff} - n_0$ . La reactividad  $\rho$  es el cambio fraccionario en la población de neutrones por generación de neutrones, tal como se indica a continuación:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (29)$$

Si el reactor se encuentra en estado subcrítico,  $k_{eff} < 1$  y la reactividad es negativa; si el reactor se encuentra en estado supercrítico,  $k_{eff} > 1$  y la reactividad es positiva; y si el reactor está en estado crítico,  $k_{eff} = 1$  y la reactividad es  $\rho = 0$ .

La reactividad es un parámetro adimensional, como se desprende de la ecuación (29). Durante la operación rutinaria del reactor, el valor real de la reactividad es un número pequeño cercano a cero. Normalmente, no se utiliza como parámetro operacional, y los sistemas de unidades de reactividad que se utilizan son varios.

Para mantener un sistema adimensional de las unidades de reactividad coherente, se suele utilizar  $[\Delta k/k]$ . Las unidades alternativas para la reactividad son  $[\% \Delta k/k]$  y  $[pcm]$ , que se definen del siguiente modo:

$$1 \% \frac{\Delta k}{k} = 0,01 \frac{\Delta k}{k} \quad y \quad 1 pcm = 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} \quad (30)$$

Otras unidades de reactividad muy utilizadas son la *fracción efectiva de neutrones retardados* [ $\beta_{eff}$ ], el *signo del dólar* [\$] y el *signo del céntimo* [¢], y se definen como sigue:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{\beta_{eff} k_{eff}} [\beta_{eff}] \text{ o } [\text{\$}] \quad \rho = \frac{k_{eff} - 1}{100 \beta_{eff} k_{eff}} [\text{¢}] \quad (31)$$

De la definición anterior, se desprende que las unidades [ $\beta_{eff}$ ] y [\$] son idénticas, pero, según el país, se utiliza [ $\beta_{eff}$ ] o [\$]. La ventaja de las unidades de reactividad definidas en la ecuación (31) es que, en un reactor que alcanza la criticidad inmediata, la reactividad es cercana a 1 \$. Otra ventaja de utilizar estas unidades para las mediciones de reactividad (como los ejercicios de extracción de la fuente o de caída de la barra) es que da los resultados directamente en unidades  $\beta_{eff}$  y \$, y no en valores adimensionales de reactividad. El uso de estas unidades presenta algunos inconvenientes, principalmente, debidos a las dificultades para medir el  $\beta_{eff}$  del reactor y a los cambios  $\beta_{eff}$  durante el ciclo del combustible en reactores con un quemado significativo. En principio,  $\beta_{eff}$  es diferente para cada reactor.

Las barras de control, en su función de control de la reactividad, son el medio principal para gestionar el estado del reactor, también en la puesta en marcha y la parada del reactor y en la modificación del nivel de potencia según lo requiera la operación prevista. En su función de seguridad, las barras de control se utilizan para efectuar una parada rápida y segura del reactor cuando es necesario. Para cumplir todas esas funciones, un reactor de investigación suele estar equipado con tres tipos de barras de control:

- a) *Las barras de control de seguridad* se utilizan como depósito de reactividad negativa para la parada de un reactor de investigación. Las barras de control de seguridad suelen retirarse completamente del núcleo durante la operación normal y están preparadas para caer inmediatamente en el núcleo, lo que da lugar a una parada rápida del reactor. Generalmente, los reactores de investigación disponen de más de una barra de control de seguridad para cumplir con el principio de redundancia exigido al sistema de parada atendiendo a la seguridad nuclear del reactor. En algunos reactores de investigación, las barras de control de seguridad pueden utilizarse para otros fines; por ejemplo, en los reactores TRIGA, una barra de control de seguridad, utilizada para un experimento de pulso de potencia, se denomina *barra de pulso*.
- b) *Las barras de control de compensación* se utilizan para compensar los cambios lentos de reactividad en un reactor de investigación causados por el quemado de combustible, el envenenamiento del reactor, la instalación de dispositivos experimentales en el núcleo o su extracción, entre otros motivos. En algunos reactores de investigación, las barras de control de compensación también se conocen como *barras de control gruesas*, *barras de compensación* o *barras experimentales*. Las barras de control de compensación también funcionan como barras de control de seguridad en algunos reactores de investigación.
- c) *Las barras de control de regulación* se utilizan en la operación normal para el control preciso de la potencia del reactor, así como para la compensación de pequeños cambios esporádicos de reactividad. En el modo de control automático de potencia, la barra de control de regulación sirve al sistema de control del reactor como accionador para aplicar la estrategia de control deseada, es decir, para mantener un nivel de potencia constante.

La mayoría de los reactores de investigación están equipados con barras de control con la misma construcción y el mismo material absorbente (se utilizan, sobre todo, boro, cadmio y hafnio) y la única diferencia es su función, esto es, son barras de control de seguridad o de compensación.

En el caso de la barra de control de regulación, según el diseño del reactor, esta puede ser idéntica a las demás o presentar algunas características particulares, como su dimensión o material, para disminuir su reactividad equivalente. Además, la posición relativa en la que se instala en el núcleo puede utilizarse para gestionar la reactividad equivalente de la barra de control de regulación.

La cantidad de reactividad positiva o negativa insertada en el núcleo del reactor durante el cambio de posición de la barra de control (% de inserción en el núcleo) depende esencialmente de tres factores:

- ubicación de la barra en el núcleo (esto es, en el centro o en la periferia del núcleo);
- amplitud del cambio de posición de la barra (es decir, en  $\Delta h$ ), y
- posición relativa respecto al núcleo de la porción de la barra de control insertada o extraída, es decir, en la parte inferior, central o superior del núcleo.

La teoría de las perturbaciones puede utilizarse para modelizar los efectos en la reactividad del cambio de posición de la barra de control. En un enfoque 1-D, utilizando la simetría cilíndrica con respecto a la dirección del movimiento de la barra, la relación entre la reactividad y la posición de la barra puede expresarse del siguiente modo:

$$\rho(x) = K \int_{-\frac{H}{2}}^x \cos^2 \frac{\pi z}{H} dz = \frac{K}{2} \left( x + \frac{H}{2} + \frac{H}{2\pi} \sin \frac{2\pi x}{H} \right) \quad (32)$$

donde

- $\rho(x)$ : reactividad equivalente de la barra de control cuando se encuentra en la posición  $x$   
 $x$ : distancia entre el extremo inferior de la barra de control y el borde inferior del núcleo  
 $H$ : altura del núcleo  
 $K$ : constante

La constante  $K$  puede determinarse a partir de las condiciones límite:

$$\rho \left[ -\frac{H}{2} \right] = 0 \quad \text{y} \quad \rho \left[ \frac{H}{2} \right] = \rho_0 \quad (33)$$

donde  $\rho_0$  es la reactividad equivalente de la barra de control. Al utilizar la ecuación (33), la ecuación (32) puede reescribirse del siguiente modo:

$$\rho(x) = \left( \frac{x}{H} + \frac{1}{2} + \frac{1}{2\pi} \sin \frac{2\pi x}{H} \right) \rho_0 \quad (34)$$

La ecuación (34) muestra que la relación entre la reactividad y la posición de la barra de control no tiene un comportamiento lineal, sino que es una función compleja que da lugar a la denominada *curva en forma de S*.

La representación gráfica de la ecuación (34) en el caso de un reactor de investigación habitual se muestra en la figura 10 y se denomina *curva de calibración de una barra de control*. De la ecuación (34), se colige que todas las barras de control del reactor presentan, en este modelo, *curvas de calibración en forma de S*. En un reactor real, la curva en forma de *S* puede estar ligeramente deformada debido a las heterogeneidades del núcleo, en particular, porque el quemado es mayor en la mitad inferior del núcleo. El valor de la barra de control,  $\rho_0$ , depende

de la cantidad y el tipo de material absorbente, así como de la ubicación de la barra de control en el núcleo. Si la barra de control está situada en el centro del núcleo, entonces  $\rho_0$  suele ser mayor que en la periferia del núcleo. En general, la reactividad equivalente de la barra de control es muy sensible al flujo de neutrones térmicos y, así,  $\rho_0$  es mayor cuando la barra está situada en una zona del núcleo con mayor flujo de neutrones térmicos y disminuye cuando está instalada en una zona con menor flujo de neutrones térmicos.

La figura 10 representa la forma integral de la curva de calibración. La forma diferencial de la curva de calibración también se utiliza a menudo para representar la reactividad equivalente de una barra de control. En la figura 11 se muestra un ejemplo de este tipo de curva. Tanto la forma integral como la diferencial de las curvas de calibración se utilizan ampliamente en reactores de investigación de baja potencia.

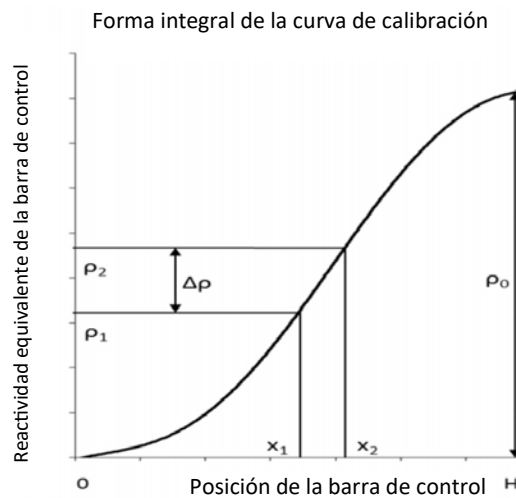


Fig. 10. Forma integral de la curva de calibración de la reactividad equivalente de la barra de control. Reproducida de [16] con cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

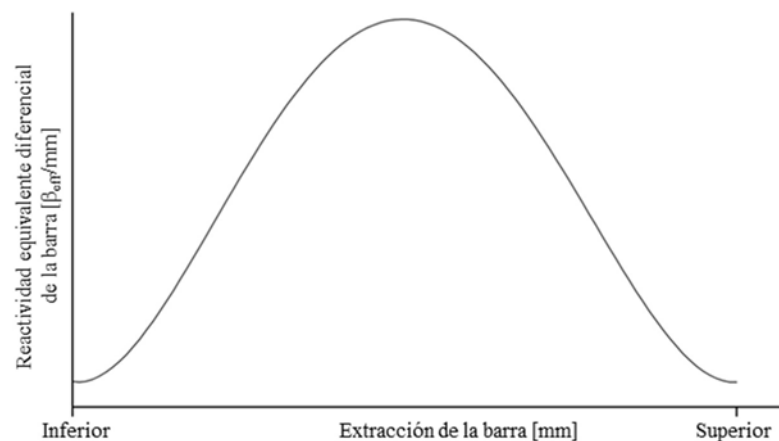


Fig. 11. Forma diferencial de la curva de calibración de la reactividad equivalente de la barra de control. Reproducida de [16] con cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

La determinación de los parámetros operacionales de seguridad del núcleo de un reactor de investigación suele vincularse a los ejercicios de calibración de la barra de control. La razón principal para realizar estos ejercicios es la operación y la parada del reactor dentro de los límites

de seguridad previstos en los límites y condiciones operacionales, que se analizan en el SAR. Los parámetros más importantes y utilizados son el exceso de reactividad y el margen de parada.

Todo reactor de investigación, para su operación y utilización, necesita una forma de insertar reactividad adicional que esté disponible en el núcleo, a fin de compensar los efectos relacionados con la operación del reactor. Esto incluye, por ejemplo, el quemado de combustible, el envenenamiento por xenón, la inserción o extracción de muestras para su irradiación y el cambio de posición de los detectores de neutrones. Esta reactividad adicional, que se incorpora al núcleo, se denomina *exceso de reactividad*. Siempre se mantiene limitada y bajo control estricto. Si el exceso de reactividad es demasiado pequeño, algunos ejercicios o actividades no pueden llevarse a cabo debido a la falta de exceso de reactividad disponible en el núcleo para mantener el reactor en su estado crítico. Por otro lado, si el exceso de reactividad es abundante, existe el peligro de que se produzca un disparo de la potencia o una criticidad inmediata si ocurre algo inesperado en el núcleo. Para evitar estas situaciones, el exceso máximo de reactividad puede limitarse a una cantidad que no permita que un reactor llegue a una criticidad inmediata.

El exceso de reactividad puede calcularse fácilmente a partir de la siguiente fórmula:

$$ER = \sum_{i=1}^N \int_{\text{criticidad}}^{\text{superior}} \frac{d\rho_i}{dx} dx \quad (35)$$

donde

$ER$ : exceso de reactividad

$\rho_i$ : reactividad de la  $i$ -ésima barra de control en la posición  $x$

$N$ : número de barras de control en el núcleo del reactor

El margen de parada garantiza que la parada del reactor sea segura y pueda realizarse en todos los estados del reactor y en todas las condiciones que puedan darse durante la operación. En esencia, la capacidad de parar el reactor de forma segura y de mantenerlo en estado de parada viene dada por la caída en el núcleo de todas las barras de control relacionadas con el sistema de parada, lo que provoca que la reacción de fisión en cadena se detenga.

El margen de parada puede calcularse fácilmente a partir de la siguiente fórmula:

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{\text{inferior}}^{\text{criticidad}} \frac{d\rho_i}{dx} dx - \int_{\text{temperatura ambiente}}^{\text{temperatura real}} \frac{d\rho_M}{dt} dt - \int_{\text{temperatura ambiente}}^{\text{temperatura real}} \frac{d\rho_F}{dt} dt - \int_0^{\text{potencia real}} \frac{d\rho_P}{dP} dP \quad (36)$$

donde

$SDM$ : margen de parada

$N$ : número de barras de control que deben insertarse en el núcleo del reactor

$\rho_i$ : reactividad de la  $i$ -ésima barra de control en la posición  $x$

$\rho_M$ : reactividad introducida en el núcleo por el coeficiente de temperatura del combustible

$\rho_F$ : reactividad introducida en el núcleo por el coeficiente de temperatura del moderador

$\rho_P$ : reactividad introducida en el núcleo por el coeficiente de potencia, es decir, Xe

En muchos reactores de investigación, se considera un único fallo (la barra atascada) de la barra de control con la mayor reactividad equivalente  $\rho_{\text{imáx}}$  durante la parada, y el margen de parada se determina del siguiente modo:

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{inferior}^{criticidad} \frac{d\rho_i}{dx} dx - \int_{inferior}^{criticidad} \frac{d\rho_{i,max}}{dx} dx - \int_{temperatura\ ambiente}^{temperatura\ real} \frac{d\rho_M}{dt} dt - \int_{temperatura\ ambiente}^{temperatura\ real} \frac{d\rho_F}{dt} dt - \int_0^{potencia\ real} \frac{d\rho_P}{dP} dP \quad (37)$$

En un reactor a potencia cero, durante el funcionamiento normal, los coeficientes de reactividad son despreciables y, por tanto, los tres términos de la parte derecha de la ecuación (37) se descartan y solo queda el primer término negativo. Por lo tanto, el margen de parada para reactores de investigación de potencia cero se determina del siguiente modo:

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{inferior}^{criticidad} \frac{d\rho_i}{dx} dx - \int_{inferior}^{criticidad} \frac{d\rho_{i,max}}{dx} dx \quad (38)$$

Se han elaborado docenas de métodos más o menos precisos para medir la reactividad. Pueden clasificarse desde varios puntos de vista, a saber: según el estado del reactor (crítico, subcrítico y supercrítico), el tipo de enfoque (determinista o estadístico) o la técnica utilizada (estática o dinámica), entre otros. En los reactores de investigación de baja potencia pueden utilizarse los siguientes métodos: método del período positivo (o del período asintótico), método de extracción de la fuente, método de la caída de la barra de control, método del oscilador de la barra de control, método de la multiplicación de la fuente de neutrones (o Greenspan), método del análisis del ruido de la  $\alpha$  de Rossi, método del análisis del ruido de la  $\alpha$  de Feynman, método de la fuente de neutrones pulsada, método de sustitución del combustible por veneno, método de determinación de la criticidad y método de la tasa inversa. En la actualidad, en los reactores de investigación también se utilizan diversos reactivímetros digitales basados en el método de la cinética inversa.

Debido a la estrecha relación entre la medición de la reactividad y los ejercicios de las barras de control, casi todos los métodos de medición de la reactividad pueden utilizarse para la calibración de las barras de control o para la determinación de los parámetros operacionales de seguridad del núcleo. Se han desarrollado también otros métodos específicos para la calibración de las barras de control en los reactores de investigación de baja potencia, incluidos los métodos de tiempo de duplicación, tasa inversa, intercalibración (o intercambio de barras de control) e inserción de barras de control (o calibración dinámica). Los reactivímetros pueden utilizarse para calibrar las barras de control. En principio, para medir el margen de parada y el exceso de reactividad, pueden utilizarse todos los métodos de medición de la reactividad.

### 8.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Los ejercicios relacionados con la reactividad pertenecen al grupo de ejercicios de física de reactores. El objetivo de aprendizaje, la información sobre el tipo de estudiantes y el nivel de los ejercicios son los mismos que los descritos en la sección 6.3.

Por lo general, no se necesita instrumentación experimental especial para realizar los ejercicios de reactividad. Se necesita un reactor de investigación y su tecnología habitual, así como un sistema de detección de neutrones adecuado.

Algunos ejercicios de reactividad más elaborados, como el método de análisis de ruido de la  $\alpha$  de Rossi, el método de análisis de ruido de la  $\alpha$  de Feynman, el método de la fuente de neutrones pulsados o el método de la barra de control de calibración dinámica son más adecuados para estudiantes de doctorado en ingeniería nuclear y para estudiantes de programas de maestría con

un interés especial, como futuros físicos de reactores o expertos en seguridad nuclear. En estos casos, el nivel de los ejercicios es avanzado. Para llevar a cabo estos ejercicios de reactividad avanzados, suele ser necesario que el reactor o la instrumentación experimental cumplan características específicas.

Según el nivel del ejercicio, el alumnado debería tener unos conocimientos previos mínimos sobre el principio del reactor, las funciones del moderador y el reflector (véase la sección 9.2 sobre la relación de moderador y combustible), la definición del factor de multiplicación y la reactividad (secciones 6.2 y 8.2), y la distribución del flujo neutrónico. También deberían conocerse las características de las barras de control y cómo utilizar sus curvas de calibración. Los antecedentes específicos de los ejercicios deberían resumirse para cada uno de ellos. En algunos textos, se describen tres tipos de ejercicios:

- a) calibración de las barras de control;
- b) incidencia de los componentes del núcleo en la reactividad, y
- c) parámetros de seguridad relacionados con la reactividad del núcleo.

### **8.3.1. Calibración de las barras de control**

Este ejercicio es apropiado para programas de grado, maestría y doctorado. Es un ejercicio adecuado para estudiantes que se especializan en un plan de estudios de ingeniería nuclear, así como para estudiantes que cursan planes de estudios con una especialización principal en ingeniería. El nivel del ejercicio puede ajustarse en función de la formación del alumnado y de los objetivos pedagógicos, desde el nivel básico al intermedio.

También pueden llevarse a cabo experimentos de reactividad más avanzados (véase la sección 8.3) en el caso de estudiantes de doctorado en ingeniería nuclear y estudiantes que desarrollen competencias específicas. Este caso concreto no se contempla en esta directriz.

En el nivel básico, se puede aprender y comprender un método para la calibración de la reactividad de la barra de control y la medición de la reactividad equivalente. Como ejemplo, se puede explicar y utilizar el método escogido para establecer la curva de calibración de una barra mediante la medición del tiempo de duplicación en diferentes posiciones de la barra (véase la sección 8.4). Posteriormente, la reactividad equivalente total de la barra puede medirse comparando dos configuraciones críticas de las barras, una con la barra introducida en su totalidad y otra con la barra completamente retirada. La duración de un ejercicio de este tipo suele oscilar entre una y dos horas.

En el nivel intermedio, se pueden realizar ejercicios adicionales partiendo del contenido del nivel básico. Se pueden explicar y utilizar los métodos de calibración de las barras (como los métodos de solape, de tasa inversa y de caída de la barra). La forma en  $S$  de la curva de calibración puede explicarse matemáticamente (véase la ecuación (34)). Por último, la técnica de caída de la barra puede utilizarse para medir la reactividad equivalente total de la barra de control. La duración de cada uno de los ejercicios adicionales suele ser de 30 minutos.

### **8.3.2. Incidencia de los componentes del núcleo en la reactividad**

Este ejercicio es apropiado para programas de grado, maestría y doctorado. Es un ejercicio adecuado para estudiantes que se especializan en un plan de estudios de ingeniería nuclear, así como para estudiantes que cursan planes de estudios con una especialización principal en



ingeniería. El nivel del ejercicio puede ajustarse en función de la formación del alumnado y de los objetivos pedagógicos, desde el nivel básico al intermedio.

También se pueden llevar a cabo experimentos de reactividad más avanzados para estudiantes de doctorado en ingeniería nuclear y para estudiantes que desarrollen competencias específicas. Se puede incluir, por ejemplo, la comparación entre los cálculos del núcleo y las mediciones prácticas del cambio de reactividad. Este caso concreto no se contempla en esta directriz.

Los tres ejercicios descritos en esta directriz pueden realizarse tanto para el nivel básico como para el intermedio, ya que estos experimentos y su interpretación son relativamente sencillos. Al pasar del nivel básico al avanzado es posible profundizar en la teoría o en las cuestiones de seguridad relacionadas con los cambios de reactividad. La duración de cada ejercicio suele oscilar entre una hora y una hora y media.

### **8.3.3. Parámetros de seguridad relacionados con la reactividad del núcleo**

Este ejercicio es apropiado para programas de grado, maestría y doctorado. Como se indica en la parte monográfica, es un ejercicio adecuado para estudiantes que se especializan en un plan de estudios en ingeniería nuclear, así como para estudiantes que cursan planes de estudios con una especialización principal en ingeniería. El nivel del ejercicio es de básico a intermedio.

En el nivel básico, el exceso de reactividad y el margen de parada pueden calcularse fácilmente sin realimentación de temperatura o veneno. Se puede comprobar si cumplen los límites y condiciones operacionales y pueden tratarse cuestiones de seguridad relacionadas con el exceso de reactividad y el margen de parada. La duración de este ejercicio suele ser de una hora y media.

En el nivel intermedio, se puede realizar un ejercicio similar, pero, además, se pueden determinar y debatir los cambios de reactividad relacionados con los efectos de la temperatura y el veneno y sus efectos en el exceso de reactividad y el margen de parada. La duración total del ejercicio suele ser de tres horas.

## **8.4. EJERCICIOS DE CALIBRACIÓN DE LAS BARRAS DE CONTROL**

### **8.4.1. Objetivo del ejercicio**

El objetivo de este ejercicio es caracterizar las barras de control del reactor, esto es, establecer el cambio en la reactividad del núcleo en relación con el cambio de la posición de la barra de control. Desde un punto de vista práctico, se necesitan distintos niveles de información sobre este cambio de reactividad según la función de la barra. En el caso de las barras de seguridad, basta con conocer el valor total de reactividad, mientras que, para las barras de compensación y de regulación, es necesario conocer el cambio exacto de la reactividad del núcleo relacionado con un cambio de posición de la barra. Este último caso se refiere a la curva de calibración de la reactividad de la barra de control.

### **8.4.2. Equipos y condiciones**

Para establecer la curva de calibración de la reactividad o para medir la reactividad equivalente total de una barra de control, el reactor debería estar en funcionamiento a baja potencia, es decir, sin ningún efecto de realimentación que modifique el estado del reactor (por ejemplo, con temperatura estable y en ausencia de venenos). Esto garantizará que el cambio en la reactividad del núcleo solo esté relacionado con las barras y no con ningún otro efecto. La curva horaria

del reactor es necesaria para la calibración de la barra de control mediante la técnica de medición del tiempo de duplicación.

Para deducir la densidad de neutrones (o la potencia asociada del reactor) y medir el tiempo de duplicación, pueden utilizarse generalmente los sistemas habituales de detección de neutrones del sistema de control del reactor. Por lo tanto, no se necesita ningún equipo adicional.

### 8.4.3. Metodología

En esta sección, se explica la forma de realizar el ejercicio utilizando tres métodos diferentes, pero puede efectuarse mediante el uso de otras técnicas.

#### 8.4.3.1. Establecimiento de la curva de calibración con medición del tiempo de duplicación

En este ejercicio, la barra de control que se calibra se introduce completamente en el núcleo (posición  $z = 0$ ) y el reactor se lleva a un estado crítico a una potencia baja  $P_0$  (sin efecto de realimentación). La barra se desplaza a una posición dada  $z_1$  y se mide el tiempo de duplicación  $T_{d1}$  durante la divergencia del reactor. Utilizando la curva horaria, con el valor de  $T_{d1}$  se establece la reactividad del núcleo  $\Delta\rho_1$  en la posición  $z_1$ .

Antes de realizar la siguiente medición, se aconseja volver a bajar la barra a 0 y llevar el reactor a un estado subcrítico durante un tiempo para volver a reducir la potencia a  $P_0$ . De este modo, al provocar las divergencias sucesivas, se evita un aumento significativo de la potencia y la posible realimentación asociada.

La barra se mueve a una posición dada  $z_2$  ( $z_2 > z_1$ ) y el tiempo de duplicación  $T_{d2}$  ( $T_{d2} < T_{d1}$ ) se mide durante la divergencia del reactor. Utilizando la curva horaria, con el valor  $T_{d2}$  se establece la reactividad  $\Delta\rho_2$  del núcleo en la posición  $z_2$ .

Esta técnica puede aplicarse para trazar la curva integral que da la eficacia a la barra, es decir, el valor  $\Delta\rho$  medido, como función de la posición de la barra  $z$ . Sin embargo, en la práctica, el tiempo de duplicación se limita a valores razonables, es decir, normalmente,  $T_d$  superiores a 20 s que corresponden a reactividades inferiores a 150 pcm. Así, dado que la reactividad equivalente total de una barra es generalmente superior a 500 pcm, no es posible continuar con el experimento retirando la barra hasta su posición superior sin compensar la retirada de la barra que se calibra con la inserción de otra barra.

En la práctica, cada vez que el tiempo de duplicación se acorta (se acerca a 20 s, por ejemplo), para un valor dado de  $\Delta\rho'$ , habrá que alcanzar una nueva configuración crítica de las barras manteniendo la que se calibra en su última posición  $z'$  y desplazando otra hacia abajo para encontrar una nueva configuración crítica.

Este nuevo estado crítico se utilizará para seguir extrayendo la barra de control que se calibra y medir el valor  $\Delta\rho''$  correspondiente a la extracción de la barra desde  $z'$  hasta una posición superior  $z''$ . En este caso, el cambio de reactividad global resultante de la retirada de la barra de 0 a  $z''$  será igual a  $\Delta\rho' + \Delta\rho''$ . La compensación de la retirada de la barra que se calibra por otra barra deberá realizarse tantas veces como sea necesario para mantener el tiempo de duplicación dentro de valores seguros y autorizados.

Hay que señalar que la barra de control utilizada para compensar la retirada de la barra que se caracteriza no debería modificar significativamente el valor de la barra que se calibra. En efecto, el valor de una barra de control no solo depende de sus características, sino también de la configuración del núcleo. Si se inserta una barra A cerca de la barra que se calibra B, la barra A reducirá la reactividad equivalente de la barra B al reducir el flujo local de neutrones donde se inserta la barra B. Esto es lo que se denomina *efecto sombra*. Se aconseja entonces compensar con una barra lo más alejada posible de la barra que se calibra. Si es necesario y posible, se puede utilizar más de una barra para la compensación.

El cuadro 6 y la figura 12 ilustran los datos resultantes y la curva de calibración que puede obtenerse mediante esta técnica. La forma de la curva, que está relacionada con la distribución del flujo neutrónico en el núcleo, puede tratarse con el alumnado.

CUADRO 6. PRINCIPIO DEL TRAZADO DE LA CURVA DE CALIBRACIÓN MEDIANTE LA TÉCNICA DE MEDICIÓN DEL TIEMPO DE DUPLICACIÓN

Posición de la barra que se calibra	Posición de la barra de compensación	Tiempo de duplicación medido	Cambio en la reactividad del núcleo	Eficacia de la barra	Observaciones
0	$z_A$	$\infty$	0	0	
$z_1$	$z_A$	$T_{d1}$	$\Delta\rho_1$ (0 a $z_1$ )	$\Delta\rho_1$	
$z_2$	$z_A$	$T_{d2}$	$\Delta\rho_2$ (0 a $z_2$ )	$\Delta\rho_2$	
$z_3$	$z_A$	$T_{d3}$	$\Delta\rho_3$ (0 a $z_3$ )	$\Delta\rho_3$	El tiempo de duplicación se acorta
$z_3$	$z_B < z_A$	$\infty$	0	$\Delta\rho_3$	Nuevo estado crítico
$z_4$	$z_B$	$T_{d4}$	$\Delta\rho_4$ ( $z_3$ a $z_4$ )	$\Delta\rho_3 + \Delta\rho_4$	
$z_5$	$z_B$	$T_{d5}$	$\Delta\rho_5$ ( $z_3$ a $z_5$ )	$\Delta\rho_3 + \Delta\rho_5$	El tiempo de duplicación se acorta
$z_5$	$z_C < z_B$	$\infty$	0	$\Delta\rho_3 + \Delta\rho_5$	Nuevo estado crítico
$z_6$	$z_C$	$T_{d6}$	$\Delta\rho_6$ ( $z_5$ a $z_6$ )	$\Delta\rho_3 + \Delta\rho_5 + \Delta\rho_6$	
[...]					

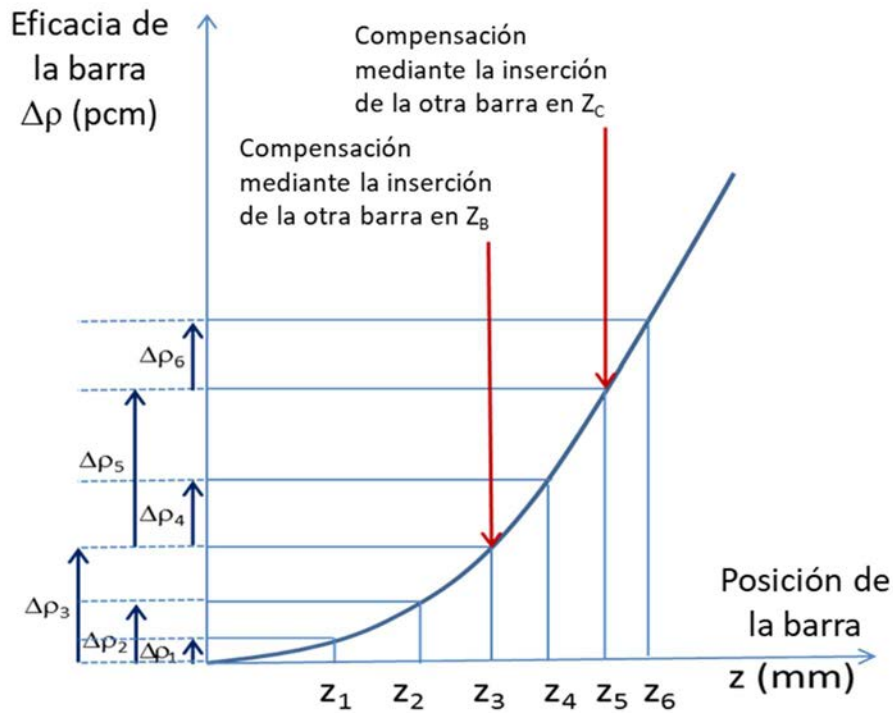


Fig. 12. Principio del trazado de la curva de calibración mediante la técnica de medición del tiempo de duplicación. Cortesía del Instituto Nacional de Ciencias y Técnicas Nucleares, CEA de Saclay (Francia).

#### 8.4.3.2. Medición de la reactividad total mediante la comparación de dos estados críticos

Para este ejercicio, la barra de control cuya reactividad equivalente total se desea medir se coloca en dos posiciones diferentes de manera sucesiva: completamente insertada y completamente extraída. En ambas condiciones, se registra la configuración crítica de las barras. En la práctica, cuando es posible, una sola barra de control puede desplazarse hacia abajo para compensar la extracción de la barra que se mide. Tomando las curvas de calibración de las barras que se utilizaron para compensar la extracción de la barra, y las diferencias entre las dos configuraciones, es posible establecer el valor total de la barra que se está calibrando.

#### 8.4.3.3. Calibrado de la barra de control por el método de la tasa inversa

En esta técnica, el reactor se encuentra en estado subcrítico durante todo el proceso de calibración. El método de la tasa inversa se basa en la multiplicación subcrítica con una fuente de neutrones  $S$  (tasa de liberación de la fuente) en el núcleo. Partiendo de las ecuaciones de la cinética, cuando la densidad de neutrones  $n$  es estable en un estado subcrítico,  $k_{eff}$  puede escribirse del siguiente modo:

$$k_{eff} = 1 - \frac{S}{n} \quad (39)$$

Teniendo en cuenta la forma integral de la curva de calibración mostrada en la figura 10 de la sección 8.2, el cambio de reactividad en función de la posición de la barra de control  $z$  puede expresarse del siguiente modo:

$$\Delta\rho(z) = \rho_0 \frac{\rho(z) - \rho_{\downarrow}}{\rho_{\uparrow} - \rho_{\downarrow}} \quad (40)$$

donde  $\rho_0$  es el valor total de la barra de control, mientras que  $\rho_{\uparrow}$  y  $\rho_{\downarrow}$  son, respectivamente, las reactividades del núcleo cuando la barra de control está completamente extraída y completamente insertada.

A partir de la definición de  $\rho$  en la ecuación (29) y la ecuación (40), la ecuación (40) puede expresarse de esta forma:

$$\Delta\rho(z) = \rho_0 \frac{\frac{1}{n_{\downarrow}} - \frac{1}{n(z)}}{\frac{1}{n_{\downarrow}} - \frac{1}{n_{\uparrow}}} \frac{k_{eff\uparrow}}{k_{eff}(z)} \quad (41)$$

donde  $n(z)$  es la densidad de neutrones en la posición  $z$  de la barra de control, mientras que  $n_{\downarrow}$  y  $n_{\uparrow}$  son, respectivamente, las densidades de neutrones cuando la barra de control está completamente extraída y completamente insertada.

Dado que la relación  $\frac{k_{eff\uparrow}}{k_{eff}(z)}$  es cercana a 1, el cambio de reactividad puede determinarse de este modo:

$$\Delta\rho(z) = \rho_0 \frac{\frac{1}{n_{\downarrow}} - \frac{1}{n(z)}}{\frac{1}{n_{\downarrow}} - \frac{1}{n_{\uparrow}}} \quad (42)$$

En la práctica, se supondrá que la tasa de recuento dada por los detectores de neutrones, que es proporcional a la densidad de neutrones  $n$ , da los valores  $n$ . El valor de  $\rho_0$ , es decir, el valor total de la barra de control que se está calibrando, debe establecerse mediante otra técnica como la descrita en el ejercicio anterior.

El calibrado se realiza según el procedimiento siguiente:

- el reactor se encuentra en estado subcrítico (con la fuente de neutrones en el núcleo), con la barra de control calibrada completamente insertada;
- el sistema de detección de neutrones (del sistema de control o adicional) se utiliza para medir la tasa de recuento correspondiente a  $n_{\downarrow}$ ;
- la barra de control se retira progresivamente desde la parte inferior hasta la parte superior del núcleo con los incrementos adecuados (por ejemplo, 1/10 del movimiento total de la barra);
- en cada posición de la barra, después de que la densidad de neutrones haya alcanzado el equilibrio, se registra la tasa de recuento  $n(z)$ ;
- cuando la barra se retira completamente, se registra el valor  $n_{\uparrow}$ ;
- a continuación, la curva de calibración puede trazarse utilizando la ecuación (42), el valor de  $\rho_0$  y los valores registrados para  $n(z)$  en cada posición, y

- g) de forma similar al primer ejercicio, se puede tratar la forma de la curva, que está relacionada con la distribución del flujo neutrónico en el núcleo.

#### **8.4.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Corresponde aplicar los procedimientos habituales para la operación del reactor, como los relacionados con el cambio de reactividad del núcleo moviendo las barras de control. Deberían tomarse precauciones para controlar la reactividad y mantener el tiempo de duplicación en los valores especificados.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, este ejercicio no debería suponer un riesgo adicional respecto de la operación normal del reactor.

#### **8.4.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: cinética neutrónica en estado subcrítico con una fuente, distribución del flujo neutrónico en el núcleo;
- b) esquema del núcleo con las barras de control y los detectores de neutrones;
- c) curva horaria, curva de calibración de la barra utilizada para la compensación del movimiento de la barra que se caracteriza;
- d) procedimiento detallado para realizar la tarea, que incluya los detalles sobre cómo realizar la medición: esperar a que la densidad de neutrones alcance el equilibrio, como en el ejercicio descrito en la sección 6.4, y tomar un valor medio de  $n$ ;
- e) papel milimetrado o aplicación informática para trazar la curva, e
- f) información y normas específicas relacionadas con el experimento: pueden aplicarse, por ejemplo, normas relacionadas con la configuración general de las barras.

#### **8.4.6. Preguntas al alumnado**

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación de los resultados de aprendizaje:

- 1) Explique las diferentes funciones de las barras de seguridad por comparación con las barras de compensación y regulación.
- 2) Basándose en su respuesta a 1), ¿cuáles son las características de las barras de seguridad, las barras de compensación y las barras de regulación que son pertinentes en relación con su función y es necesario conocer?
- 3) ¿Es posible establecer toda la curva de calibración de la barra de control (con un valor total de 1000 pcm, por ejemplo) retirándola sucesivamente y midiendo el tiempo de duplicación correspondiente? Justifique su respuesta. ¿Qué habría que hacer para trazar toda la curva?
- 4) Explique la forma de la curva de calibración. ¿Por qué no es lineal?
- 5) Cuando se utiliza una barra de control para la regulación del reactor (manual o automática), ¿es mejor tener esta barra de control en la parte central del núcleo o en la parte inferior (o superior) del núcleo? Justifique su respuesta.

- 6) ¿La reactividad de la barra de control depende solo de las características de la barra o depende también de toda la configuración del núcleo (posición de otras barras de control, por ejemplo)?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

## 8.5. INCIDENCIA DE LOS COMPONENTES DEL NÚCLEO EN LA REACTIVIDAD

### 8.5.1. Objetivo

Como se indica en la sección 8.2, los experimentos de medición de la reactividad son experimentos muy frecuentes y populares en los reactores de investigación. De hecho, es importante comprender y controlar los efectos de los parámetros del reactor en la reactividad del núcleo. Esta directriz está dedicada al estudio de la influencia de tres de estos parámetros, la posición y las características del elemento combustible, los elementos reflectantes y la inserción o retirada de dispositivos experimentales. Las cuestiones de seguridad relacionadas con estos parámetros también revisten especial interés en este tipo de ejercicio.

El objetivo de este ejercicio es, en esencia, caracterizar la reactividad de un reactor en sus diferentes estados para establecer la relación entre el cambio de reactividad y el cambio de un único parámetro del reactor. El cambio de reactividad puede entonces tratarse en clase sobre la base de la teoría.

### 8.5.2. Equipos y condiciones

La realización de los ejercicios descritos en esta directriz implica la capacidad de descargar, cargar o desplazar elementos combustibles, elementos reflectantes y dispositivos experimentales en el núcleo o en sus proximidades. Para garantizar que los cambios de reactividad que se van a medir solo están relacionados con la manipulación de elementos o dispositivos, el reactor debería funcionar a baja potencia, es decir, sin ningún efecto de realimentación que pueda modificar el estado del reactor (por ejemplo, con temperatura estable y en ausencia de venenos).

El cambio en la reactividad entre dos estados del reactor se mide a través de la diferencia en la configuración crítica (posición) de las barras de control. Pueden utilizarse los sistemas normalizados de I+C para comprobar el estado crítico mediante los canales de medición de neutrones y para registrar la posición de las barras de control utilizando el sistema de control del reactor.

Para analizar el efecto del combustible en la reactividad, se utilizan los elementos combustibles normalizados. En el estudio del efecto de la reactividad del reflector, se pueden colocar dispositivos reflectantes (grafito o berilio) en las proximidades del núcleo. Con el fin de estudiar el efecto de los dispositivos experimentales sobre la reactividad, pueden introducirse en el núcleo o en sus proximidades dispositivos de este tipo (que contengan uranio, grafito o cadmio, entre otras opciones).

### 8.5.3. Metodología

#### 8.5.3.1. Efectos sobre la reactividad de la posición de los elementos combustibles en el núcleo

En este ejercicio, se modifica el estado de un reactor descargando un elemento combustible del núcleo. A continuación, se mide el cambio correspondiente en la reactividad. Esto se lleva a cabo mediante la comparación de dos estados críticos, antes y después de descargar el elemento combustible.

Si es posible, debería medirse la reactividad equivalente de elementos combustibles con características similares (misma cantidad de combustible) y colocados en diferentes posiciones en el núcleo. Ello permite estudiar la relevancia de la posición del elemento combustible en el núcleo, es decir, la distribución del flujo neutrónico, para la reactividad equivalente del elemento combustible. En este ejercicio los elementos del núcleo se descargan uno por uno, y cada uno de ellos se recarga en el núcleo antes de extraer el siguiente elemento combustible.

He aquí una propuesta de secuencia para este ejercicio:

- 1) Antes de realizar la medición, se establece la configuración crítica con todos los elementos combustibles en su lugar (estado 1). Esto se consigue haciendo funcionar el reactor a baja potencia (sin efectos de realimentación).
- 2) Con el reactor en parada segura, se descarga un elemento combustible del núcleo (estado 2).
- 3) El reactor se vuelve a llevar a estado crítico utilizando el procedimiento de aproximación a la criticidad o el re arranque normal (si el cambio de reactividad del núcleo está bien controlado y es conocido).
- 4) La diferencia de reactividad entre los estados 2 y 1 se determina a partir de las posiciones de las barras de control utilizando la curva o curvas de calibración de la barra o barras de control que se desplazaron entre esos dos estados.
- 5) Con el reactor en parada segura, el elemento combustible se recarga en el núcleo.

Si la medición de la reactividad equivalente se realiza para cada elemento combustible, entonces, esta secuencia se repite comenzando desde el estado 2 hasta el 5 y se puede cumplimentar un cuadro como el que se muestra en el cuadro 7.

CUADRO 7. CUADRO DE EJEMPLO DE LAS POSICIONES DE LAS BARRAS DE CONTROL PARA LLEVAR EL REACTOR AL ESTADO CRÍTICO EN DIFERENTES CONFIGURACIONES DEL NÚCLEO

Estado	Posición 1 de la barra de control (mm)	Posición $i$ de la barra de control (mm)	Cambio de reactividad (pcm)
Estado inicial con todos los elementos combustibles			
Combustible en posición 1 retirado			
Combustible en posición 2 retirado			
Combustible en posición 3 retirado			
[...]			

Es importante recordar al alumnado que, si no se dispone de información precisa sobre la reactividad equivalente del elemento combustible, tampoco se conoce la configuración crítica



prevista de las barras de control; en ese caso, se realiza una aproximación al experimento de criticidad después de todo cambio en la configuración del núcleo.

Cuando sea posible, debería modificarse la reactividad del núcleo utilizando solo la posición de una barra de control. Esto hará que el cambio en la reactividad del núcleo sea más fácil de visualizar y calcular. Para evitar la perturbación de la distribución del flujo neutrónico en la zona del núcleo donde se mueven los elementos combustibles (lo que a su vez modificará la reactividad equivalente del elemento combustible), se aconseja compensar el cambio de reactividad moviendo solo las barras de control que estén situadas lejos de la zona donde se mueven los elementos combustibles.

El cambio de reactividad según la posición del elemento combustible puede representarse gráficamente para estudiar los efectos del elemento combustible, es decir, de la distribución del flujo neutrónico en el núcleo, en relación con la posición en el núcleo. Se espera una curva con una forma similar a las mostradas en la figura 3 de la sección 5.2. Se puede utilizar la teoría para explicar la forma de la curva y puede realizarse un estudio adicional de nivel avanzado comparando la forma calculada de la distribución del flujo neutrónico (utilizando códigos neutrónicos) con la forma experimental de las mediciones obtenidas previamente.

Si solo pueden utilizarse elementos combustibles con características diferentes, como contenido de uranio, habrá que tener en cuenta la influencia combinada del contenido de uranio y la ubicación del elemento combustible en el núcleo. Por último, se podría realizar un ejercicio alternativo, en el que se carguen en la misma posición elementos con diferentes valores de contenido de uranio para estudiar el efecto del contenido de uranio en la reactividad del núcleo. Para analizar mejor este efecto, se puede trazar una curva que muestre el cambio de reactividad frente a la masa de uranio.

#### *8.5.3.2. Incidencia de los elementos o dispositivos reflectantes*

En los reactores equipados con elementos reflectantes (grafito, berilio), se puede estudiar el efecto del reflector sobre la reactividad. Los elementos reflectantes suelen colocarse en la periferia del núcleo para reducir la pérdida de neutrones que se escapan del núcleo. La descarga de uno o varios de estos elementos reflectantes permitirá observar y analizar la reflexión de neutrones, el efecto sobre la densidad de flujo neutrónico y su impacto sobre la reactividad equivalente del elemento combustible. Como alternativa, se pueden introducir dispositivos reflectantes en la periferia del núcleo.

Se puede utilizar un procedimiento similar al descrito para estudiar el efecto de la ubicación del elemento combustible en el núcleo. Se podrá determinar el cambio de reactividad por la eliminación o introducción de elementos o dispositivos reflectantes. También pueden compararse las mediciones y los cálculos.

#### *8.5.3.3. Incidencia de los dispositivos experimentales*

En un reactor de investigación, los dispositivos experimentales colocados en el núcleo o en sus proximidades (canales) pueden modificar significativamente la reactividad del núcleo. Un dispositivo experimental puede dar lugar a un aumento de la reactividad (inserción de un material reflectante o de uranio) o a una disminución de la reactividad (inserción de un material absorbente o de un tubo vacío que aumentará la fuga de neutrones del núcleo). Es frecuente la inserción de un material reflectante, como el grafito, o absorbente, como el cadmio. La inserción de material nuclear no es posible en todos los reactores de investigación debido a cuestiones relacionadas con las salvaguardias y a los límites y condiciones operacionales de las

instalaciones. La inserción de un tubo vacío, equivalente a un tubo de haz, puede dar lugar a problemas de protección radiológica debido a la eliminación del blindaje biológico y al aumento potencial de la tasa de dosis en las proximidades del tubo.

Partiendo del estado de referencia inicial, pueden introducirse en el núcleo distintos tipos de dispositivos, es decir, reflectantes o absorbentes con distintas cantidades de material reflectante o absorbente, de manera sucesiva. Se puede utilizar un procedimiento similar al descrito para estudiar el efecto de la ubicación del elemento combustible en el núcleo. Así, podrá determinarse el cambio de reactividad debido a la retirada o inserción de dispositivos experimentales. Este experimento puede complementarse comparando los resultados de la medición con los obtenidos a partir de cálculos mediante códigos neutrónicos.

En algunos casos, el ejercicio puede realizarse con el reactor en funcionamiento: los dispositivos se retiran uno a uno mientras el reactor se mantiene en estado crítico modificando la posición de la barra de regulación. Esto puede hacerse mientras el reactor funciona en modo automático cambiando lentamente el estado del reactor. Con esta técnica, el cambio de reactividad en cada paso debería limitarse por lo general a 100 pcm por razones de seguridad. Con ello, se garantizan largos tiempos de duplicación si no se compensa la reactividad.

#### **8.5.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Antes de llevar a la práctica los experimentos, puede ser necesario realizar un análisis de seguridad para comprobar que la reactividad no puede variar de forma no controlada, tanto en condiciones normales como de incidente, como consecuencia de la carga o descarga de los dispositivos.

Para reducir el tiempo del ejercicio, la carga o descarga de los dispositivos puede realizarse mientras el reactor está en funcionamiento. En este caso, debería realizarse un análisis de la seguridad específico y el cambio de reactividad debería limitarse por lo general a un valor (normalmente, 100 pcm) que garantice un valor razonable del tiempo de duplicación (por lo general, 40 s) si la reactividad aumentara repentinamente debido a condiciones de incidente. Esta situación puede producirse si un dispositivo reflectante cae involuntariamente en el núcleo mientras se extrae de él.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, la carga y descarga de los dispositivos suele correr a cargo del personal de operación del reactor, pero, si los límites y condiciones operacionales y los procedimientos permiten que lo haga el alumnado, deberían tomarse precauciones y establecer un procedimiento detallado y garantizar una supervisión y un seguimiento de los problemas de protección radiológica que puedan relacionarse con la manipulación de los dispositivos irradiados (es decir, activados).

#### **8.5.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: principio del reactor, incluido el papel del combustible y de los dispositivos de reflexión y absorción en la reactividad del núcleo, distribución del flujo neutrónico en el núcleo;
- b) esquema del núcleo con las barras de control, los detectores de neutrones y los dispositivos de carga y descarga;

- c) curva o curvas de calibración de la barra o barras utilizadas para la compensación del movimiento de la barra que se caracteriza;
- d) procedimiento detallado para realizar la tarea, incluidas las características de los dispositivos que se cargan o descargan y la secuencia para la medición de la reactividad equivalente del dispositivo;
- e) papel milimetrado o aplicación informática para trazar las curvas, e
- f) información específica relacionada con el experimento y normas que pueden ser de aplicación al experimento, por ejemplo, con relación a las limitaciones del cambio de reactividad.

### 8.5.6. Preguntas al alumnado

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación de los resultados de aprendizaje:

- 1) ¿El valor (en pcm) de un elemento combustible solo está relacionado con las características del elemento combustible o también con la configuración general de un núcleo? Justifique su respuesta. La misma pregunta puede aplicarse a los dispositivos reflectantes o absorbentes.
- 2) Utilizando la teoría relacionada con la distribución del flujo neutrónico en el núcleo, explique la forma de la curva que presenta la relación de *cambio de reactividad con ubicación en el núcleo* obtenida en el experimento de medición de la reactividad equivalente del combustible.
- 3) Explique la función de los elementos o dispositivos reflectantes. ¿Qué es un impacto positivo en la distribución del flujo neutrónico en el núcleo? ¿Y la desventaja cuando se irradian muestras alrededor del núcleo?
- 4) ¿Es posible cargar o descargar un dispositivo en el núcleo mientras el reactor está en funcionamiento? Profundice en la seguridad del experimento en función de la reactividad equivalente del dispositivo. El análisis puede realizarse para dos valores diferentes de cambio de reactividad: 50 y 200 pcm, evaluando las condiciones normales y de incidente durante la realización del experimento.

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

## 8.6. PARÁMETROS DE SEGURIDAD RELACIONADOS CON LA REACTIVIDAD DEL NÚCLEO

### 8.6.1. Objetivo

Como se describe en la sección 8.2, por un lado, para su funcionamiento, el reactor necesita utilizar la reactividad adicional que se le inserta al retirar las barras de control. Por otro lado, para su parada segura, un reactor necesita que haya disponible suficiente reactividad negativa para insertarla en el núcleo y parar el reactor de forma segura cuando sea necesario. Estas

cantidades de reactividad están relacionadas con el exceso de reactividad ( $ER$ ) y el margen de parada ( $SDM$ )<sup>16</sup> del reactor, respectivamente.

Los objetivos de este ejercicio son establecer:

- a) el exceso de reactividad;
- b) el margen de parada, y
- c) el margen de parada con una barra de control atascada.

Este ejercicio puede vincularse con la medición de la reactividad equivalente total de las barras de control y con los ejercicios de calibración de la reactividad de las barras de control (directriz del apartado 8.4), ya que la reactividad equivalente de todas las barras de control es necesaria para establecer el valor real de estos parámetros. Una vez determinados estos parámetros, es posible comprobar si se ajustan a los valores presentes en los límites y condiciones operacionales. A continuación, se aconseja tratar las cuestiones de seguridad relacionadas con los valores del exceso de reactividad y del margen de parada y vincularlos al SAR.

La figura 13 ilustra la definición de exceso de reactividad y margen de parada considerando solo una barra de control. El exceso de reactividad se define en la ecuación (35), donde  $ER$  corresponde a la reactividad adicional que se puede insertar moviendo todas las barras de control desde la posición de estado crítico del reactor a su posición superior.

El margen de parada  $SDM$  se define mediante la ecuación (36). En los reactores de potencia cero, el margen de parada corresponde a la reactividad negativa insertada con la caída de todas las barras de control relacionadas con el sistema de parada desde su posición de criticidad hasta su posición inferior. En los reactores de alta potencia con efectos de temperatura o envenenamiento, es necesario considerar el cambio en la reactividad del núcleo relacionado con la parada del reactor (véase la ecuación (36)). Esto incluye, por ejemplo, un cambio de reactividad positivo como resultado de la disminución de la temperatura (tanto del combustible como del agua) tras la parada del reactor. En este caso, el margen de parada a largo plazo disminuirá debido a este cambio de reactividad.

Por último, en muchos reactores de investigación, los límites y condiciones operacionales prescriben que, en el caso de que la barra de control con mayor reactividad equivalente no caiga, dando lugar a un margen de parada con una barra atascada (fallo único), las barras de control restantes sigan siendo suficientes para llevar el reactor a un estado subcrítico. En este caso, la reactividad relacionada con la caída de esta barra desde su posición de criticidad se resta del margen de parada (véase la ecuación (37)).

---

<sup>16</sup> El margen de parada puede referirse tanto a la diferencia con el estado subcrítico al que se lleva al reactor cuando se insertan todas las barras de control como a la diferencia con la parada del reactor en caso de parada de emergencia.

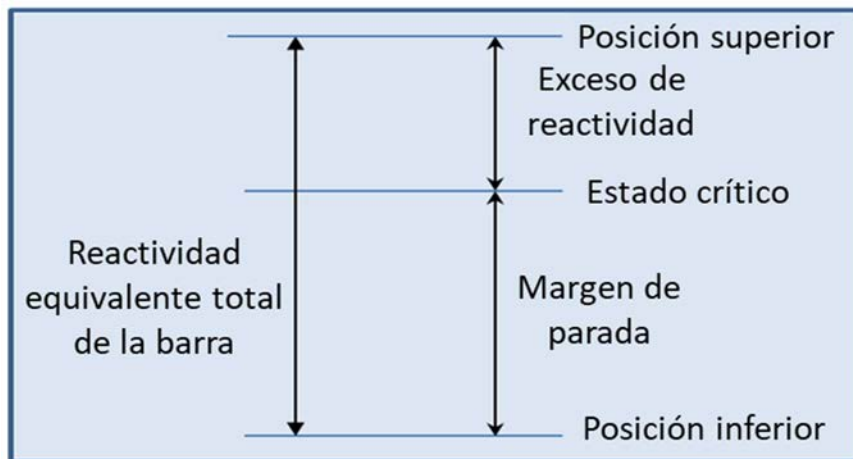


Fig. 13. Definición del exceso de reactividad y del margen de parada.

### 8.6.2. Equipos y condiciones

La determinación de los tres parámetros requiere el conocimiento de la curva de calibración de la reactividad o de la reactividad equivalente de las barras de control.

Debería establecerse un estado crítico del reactor con las condiciones de operación normales y utilizando el sistema de I+C normalizado. No se necesita ningún equipo adicional.

Con el reactor funcionando a baja potencia, es decir, sin realimentación, se determina fácilmente el margen de parada (con o sin barra de control atascada). A alta potencia, deberá tenerse en cuenta el cambio en la reactividad tras la parada del reactor, que es resultado de los efectos de realimentación, para establecer el margen de parada.

### 8.6.3. Metodología

Con el reactor en estado crítico, se registra la posición de todas las barras de control para este estado. Las posiciones registradas se utilizan entonces para establecer el exceso de reactividad y los márgenes de parada. Para poder realizar dicha determinación, se necesitan los datos de entrada del valor total de reactividad de las barras de control completamente retiradas o completamente insertadas y las curvas de calibración de la reactividad equivalente de las barras de control.

El siguiente ejemplo ilustra cómo determinar el exceso de reactividad y los márgenes de parada. Supongamos que el reactor tiene cinco barras de control, dos de las cuales son de seguridad. Para simplificar los cálculos, supongamos que la reactividad varía linealmente con la posición de la barra de control (porcentaje de la barra extraída del núcleo).

El cuadro 8 indica la reactividad equivalente total de todas las barras de control, su posición en el estado crítico, el cambio de reactividad obtenido cuando cada una de ellas se retira del núcleo desde su posición en el estado crítico hasta su posición superior ( $\Delta\rho\uparrow$ ) y el cambio de reactividad obtenido cuando cada una de ellas se introduce en el núcleo desde su posición en el estado crítico hasta su posición inferior ( $\Delta\rho\downarrow$ ).

CUADRO 8. EJEMPLO DE REACTIVIDAD EQUIVALENTE Y POSICIÓN DE LAS BARRAS DE CONTROL EN LA CRITICIDAD PARA DETERMINAR EL EXCESO DE REACTIVIDAD Y EL MARGEN DE PARADA

	Barra de control 1 (barra de seguridad)	Barra de control 2 (barra de seguridad)	Barra de control 3	Barra de control 4	Barra de control 5
Reactividad equivalente total de la barra de control (pcm)	2000	2500	1700	1800	1500
Posición en el estado crítico	Completamente retirada	Completamente retirada	Completamente retirada	Retirada 1/3	Retirada 2/5
Cambio de reactividad entre posición actual y posición superior $\Delta\rho\uparrow$ (pcm)	0	0	0	1200	900
Cambio de reactividad entre posición actual y posición inferior $\Delta\rho\downarrow$ (pcm)	2000	2500	1700	600	600

A partir de estos valores, se puede calcular el exceso de reactividad, el margen de parada y el margen de parada con la barra de control 2 atascada (la de mayor reactividad equivalente):

$$ER = \sum_{i=1}^N \int_{\text{criticidad}}^{\text{superior}} \frac{d\rho_i}{dx} dx = 2100 \text{ pcm} \quad (43)$$

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{\text{inferior}}^{\text{criticidad}} \frac{d\rho_i}{dx} dx = 7400 \text{ pcm}$$

Margen de parada con una barra (CR2) atascada = 4900 pcm

A continuación, deberían compararse estos valores con los requisitos prescritos en los límites y condiciones operacionales en materia de reactividad y debatirse en clase con relación a las cuestiones de seguridad relacionadas con la operación del reactor correspondientes. Hay que tomar precauciones, ya que el exceso de reactividad suele ser mayor que la beta del reactor, lo que conlleva el riesgo de accidente de criticidad. En cuanto a la parada del reactor, por regla general, se considera que, después de la parada, la reactividad negativa debería disminuir en el núcleo a menos de -2000 pcm, y son comunes los valores inferiores a -5000 pcm.

Cuando se considera la operación a potencia alta, hay que tener en cuenta el efecto de un cambio en la potencia y a su vez en la temperatura de los componentes del núcleo (véase el apartado 9.2). El efecto de la temperatura aportará una contribución negativa al valor del margen de parada, ya que una disminución de la potencia inducirá una disminución de la temperatura que, a su vez, aumentará la reactividad (coeficiente de temperatura negativo). Esta contribución puede calcularse a partir del coeficiente de temperatura y de la variación prevista de la temperatura tras la parada del reactor.

También puede tratarse en clase la forma de restringir la inserción de reactividad, por ejemplo, limitando la velocidad de retirada de la barra de control, condicionando la retirada automática de la barra de control (por ejemplo, deteniendo la retirada después de 15 s o solicitando que la barra de control solo pueda retirarse deliberadamente mediante una acción del personal de operación) o delimitando un valor mínimo para el tiempo de duplicación, es decir, activando primero una alarma, inhibiendo luego la retirada de la barra de control y, finalmente, disparando la parada automática (parada de emergencia) como parte del sistema de protección del reactor cuando el tiempo de duplicación sea inferior al valor establecido. También se puede tratar cómo garantizar la parada del reactor con varias barras de control. El uso de varias barras de control contribuye a un valor elevado de reactividad negativa, a una distribución más uniforme del material absorbente en el núcleo y a una mayor seguridad, ya que la probabilidad de que se atasque más de una barra de control es muy baja. Considerar el margen de parada con una barra de control atascada es una forma de garantizar que el reactor puede pararse de forma segura en tal condición de incidente y de demostrar la conformidad del sistema de parada con el criterio del fallo único.

#### **8.6.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Corresponde aplicar los procedimientos habituales de operación de un reactor para alcanzar un estado crítico, que se utilizará para determinar el exceso de reactividad y el margen de parada.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, este ejercicio no conlleva ningún riesgo adicional en comparación con la operación normal del reactor.

#### **8.6.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: principio del reactor; definición de reactividad del núcleo; accidente de criticidad; función, reactividad equivalente y curva de calibración de una barra de control, limitación de la reactividad en relación con la operación segura, cuestiones de seguridad relacionadas con la parada del reactor;
- b) esquema del núcleo con las barras de control;
- c) definición del exceso de reactividad, del margen de parada y del margen de parada con una barra de control atascada;
- d) procedimiento pormenorizado para realizar la tarea, incluyendo detalles sobre la metodología para establecer el exceso de reactividad y los márgenes de parada;
- e) reactividad equivalente de las barras de control completamente extraídas o insertadas, curvas de calibración de las barras de control en posición intermedia de criticidad, y
- f) cuando deban tenerse en cuenta los efectos de realimentación, deberán conocerse los valores de los coeficientes de reactividad y los cambios en los parámetros del reactor, como la temperatura, para la determinación de los márgenes de parada.

#### **8.6.6. Preguntas al alumnado**

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación del impacto del experimento:

- 1) Proporcione una definición del exceso de reactividad y del margen de parada.
- 2) ¿Por qué es importante limitar el exceso de reactividad? ¿Qué tipo de accidente grave podría ocasionarse con la inserción de una reactividad alta?
- 3) ¿Por qué es importante que el valor del margen de parada sea alto? ¿Qué garantiza eso?
- 4) ¿Qué interés tiene depender de más de una barra de control para parar el reactor? ¿Cuál es el parámetro práctico asociado a este concepto?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre los ejercicios de control de la reactividad en la bibliografía.



## 9. DINÁMICA DE REACTORES

### 9.1. ANTECEDENTES

Los ejercicios de cinética de reactores descritos en la sección 8 son válidos solo para reactores de potencia cero. Esto significa que el reactor no tiene efectos de realimentación significativos, es decir, que parámetros del reactor como la temperatura, la presión o el quemado, entre otros, son constantes o no tienen efecto sobre la reactividad.

Los reactores de investigación son herramientas excelentes para estudiar la realimentación del reactor y los coeficientes de reactividad. Estos ejercicios pueden efectuarse fácilmente en reactores de baja potencia porque, en la mayoría de los reactores, pueden realizarse con el equipo habitual del reactor o requerir nada más que un equipo experimental sencillo, aunque específico.

Los ejercicios de realimentación, que se realizan para el alumnado, suelen abarcar el estudio de los coeficientes de reactividad por temperatura y los coeficientes de reactividad por huecos<sup>17</sup>.

### 9.2. TEORÍA

En la mayoría de los reactores de investigación y en todos los reactores de potencia, durante la operación habitual, los parámetros del núcleo varían, lo que provoca cambios en las propiedades del núcleo y, por tanto, afecta a la reactividad. Se definen varios coeficientes de reactividad para facilitar la comprensión de estos cambios y simplificar la modelización de los procesos dinámicos y transitorios. Se definen como sigue:

$$a_x^y = \frac{\partial \rho}{\partial x} \quad (44)$$

donde

$a_x^y$ : coeficiente de reactividad

$\rho$ : reactividad

$x$ : parámetro del reactor, por ejemplo, temperatura o potencia

$y$ : una parte concreta del núcleo, por ejemplo, el combustible o el moderador

Utilizando la definición de reactividad<sup>18</sup>, la ecuación (44) puede reescribirse como sigue:

$$a_x^y = \frac{1}{k_{eff}^2} \frac{\partial k_{eff}}{\partial x} \quad (45)$$

Normalmente,  $k_{eff}$  es cercano a 1 y, por tanto, la ecuación (45) puede escribirse aproximadamente como sigue:

$$a_x^y = \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial k_{eff}}{\partial x} \quad (46)$$

---

<sup>17</sup> Los coeficientes de reactividad de potencia y los experimentos de envenenamiento por xenón se describen en la sección 9.2.

<sup>18</sup> La reactividad se define en la sección 8.2.

Los coeficientes de reactividad más importantes son el coeficiente de reactividad por temperatura del combustible, el coeficiente por temperatura del moderador, el coeficiente por huecos y el coeficiente de potencia. En los reactores de baja potencia, en los que la potencia del reactor es muy baja y el quemado del combustible es despreciable, el coeficiente de potencia también es despreciable y solo son importantes los coeficientes de temperatura y huecos.

Los cambios en los parámetros del núcleo provocan cambios en la reactividad de manera directa; de ahí que los coeficientes de reactividad funcionen como una realimentación. El requisito básico para la explotación segura del reactor es su estabilidad dinámica, y uno de los requisitos básicos para que el sistema sea estable es la realimentación negativa del sistema. Por lo tanto, la combinación de coeficientes de reactividad tiene que ser negativa para que el reactor sea un sistema estable.

### 9.2.1. Coeficiente de reactividad por la temperatura del combustible

El coeficiente de reactividad por la temperatura del combustible puede definirse mediante la ecuación (44) y la ecuación (46)

$$a_T^F = \frac{\partial \rho}{\partial T} \quad a_T^F = \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial k_{eff}}{\partial T} \quad (47)$$

donde

$a_T^F$ : Coeficiente de reactividad por temperatura del combustible

$\rho$ : reactividad

$k_{eff}$ : factor de multiplicación efectivo

$T$ : temperatura del combustible

El coeficiente de reactividad por la temperatura del combustible se basa en el efecto Doppler, es decir, en el ensanchamiento de la sección eficaz de captura resonante. El aumento de la temperatura del combustible en el reactor provoca un ensanchamiento de la sección eficaz de captura resonante y, por tanto, disminuye la probabilidad de escape a la resonancia. El efecto Doppler depende del enriquecimiento del combustible, es decir, de la relación  $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ , ya que también se puede encontrar un efecto similar de ensanchamiento de la resonancia en  $^{235}\text{U}$ . En la mayoría de los reactores de investigación y en todos los reactores de potencia, este efecto es negativo, al igual que el coeficiente de reactividad por la temperatura del combustible. En el caso del combustible altamente enriquecido utilizado en algunos reactores de investigación, el efecto Doppler es positivo y el coeficiente de reactividad por la temperatura del combustible también lo es.

### 9.2.2. Coeficiente de reactividad por la temperatura del moderador

El coeficiente de reactividad por la temperatura del moderador puede definirse mediante la ecuación (43) y la ecuación (46) del siguiente modo:

$$a_T^M = \frac{\partial \rho}{\partial T} \quad a_T^M = \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial k_{eff}}{\partial T} \quad (48)$$

donde

$a_T^M$ : coeficiente de reactividad de la temperatura del moderador

$\rho$ : reactividad

$k_{eff}$ : factor de multiplicación efectivo

$T$ : temperatura del moderador

El coeficiente de temperatura del moderador puede ser positivo o negativo y depende de la relación del combustible al moderador<sup>19</sup>. Si la relación es inferior al *valor óptimo*, el núcleo está *submoderado* y el coeficiente es negativo. En este caso, la disminución de la densidad del moderador rebajará la moderación principalmente en el núcleo, lo que provocará una disminución de la reactividad (efecto de reactividad negativa). Si la proporción es superior al *valor óptimo*, el núcleo está *sobremoderado* y el coeficiente es positivo. En este caso, la disminución de la densidad del moderador provocará principalmente una disminución de la absorción de neutrones en el núcleo. Esto provoca un aumento de la reactividad (efecto de reactividad positiva). Estos dos efectos se muestran en la figura 14.

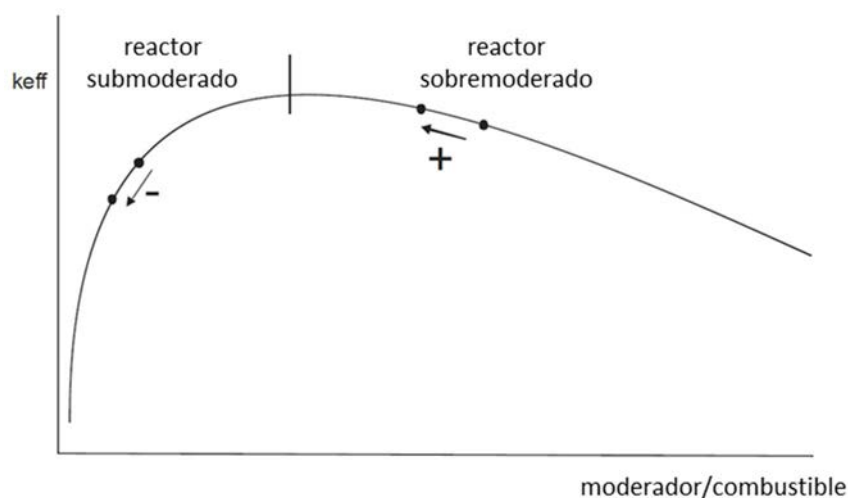


Fig. 14. Relación del combustible al moderador en un reactor. Reproducida de [16] con cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

La figura 14 se explica más detalladamente en la figura 15, donde se estableció un modelo homogéneo simplificado del reactor VR-1.

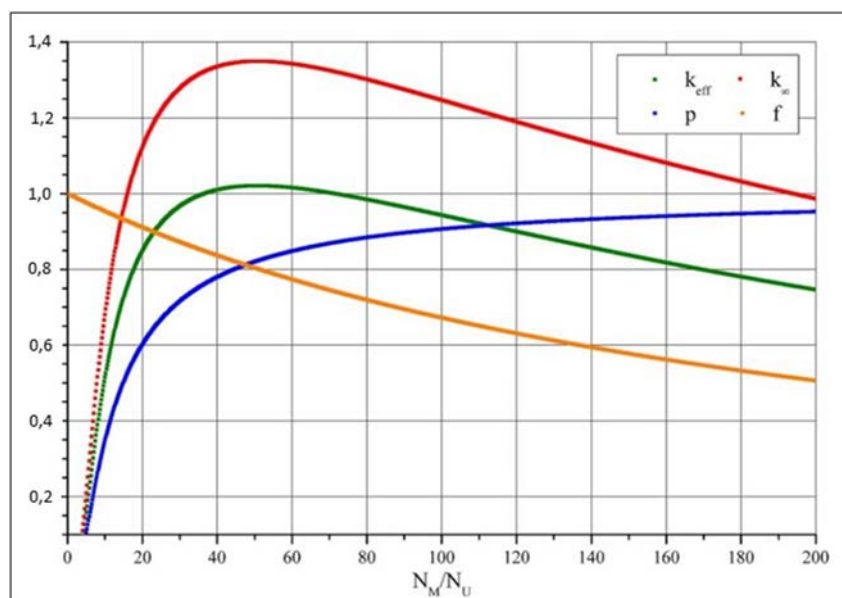


Fig. 15. Relación del combustible al moderador en reactor. Reproducido de [16] con cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

<sup>19</sup> También se denomina *relación agua-uranio* en los reactores de agua ligera.

Los cuatro factores de  $k_{\infty}$ , junto con  $k_{eff}$ , se calcularon para varias relaciones del combustible al moderador, es decir,  $N_M/N_U$ , donde  $N_M$  es el número de átomos del moderador y  $N_U$  es el número de átomos de uranio. El factor de fisión rápida  $\varepsilon$  y el factor de fisión térmica  $\eta$  solo se ven ligeramente afectados por la relación del combustible al moderador, pero el factor de utilización térmica  $f$  y la probabilidad de escape a la resonancia  $p$  dependen fuertemente de la relación del combustible al moderador. Si la cantidad de moderador en el núcleo aumenta (es decir, si  $N_M/N_U$  aumenta), la fuga de neutrones disminuye. La absorción de neutrones en el moderador aumenta y provoca una disminución del factor de utilización térmica  $f$ . Con un moderador insuficiente en el núcleo (es decir, si  $N_M/N_U$  disminuye), el tiempo de ralentización aumenta y da lugar a una mayor pérdida de neutrones por la absorción resonante  $p$ . Esto también provoca un aumento de la fuga de neutrones. Dado que la relación del combustible al moderador afecta al factor de utilización térmica y a la probabilidad de escape a la resonancia, también afecta a  $k_{\infty}$  y a  $k_{eff}$ . Como se muestra en la figura 14, existe un punto óptimo por encima del cual el aumento de la relación del combustible al moderador disminuye el  $k_{eff}$  debido al predominio del factor de utilización térmica decreciente. Por debajo de este punto, una disminución de la relación del combustible al moderador disminuye  $k_{eff}$  debido al predominio de la mayor absorción resonante en el combustible.

### 9.2.3. Coeficiente de reactividad por huecos

El coeficiente de reactividad por huecos puede definirse mediante la ecuación (44) y la ecuación (46) del siguiente modo:

$$a_V^M = \frac{\partial \rho}{\partial V} \quad a_V^M = \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial k_{eff}}{\partial V} \quad (49)$$

donde

$a_V^M$ : coeficiente de reactividad por huecos

$\rho$ : reactividad

$k_{eff}$ : factor de multiplicación efectivo

$V$ : fracción de huecos

El coeficiente de reactividad por huecos suele definirse para los reactores que utilizan moderador o refrigerante líquido, incluidos los reactores de investigación y las centrales nucleares. Este coeficiente es muy importante en la operación de todos los reactores de agua ligera en los que el vapor crea huecos en el núcleo del reactor. Los huecos desplazan cierta cantidad de moderador del núcleo, lo que afecta a la reactividad. El coeficiente de reactividad por huecos actúa de forma similar al coeficiente por temperatura del moderador y su comportamiento es similar al de este. Si el reactor está submoderado, el coeficiente de reactividad por huecos es negativo y, en el caso de un reactor sobremoderado, el coeficiente de reactividad por huecos es positivo. Las figuras 14 y 15 pueden utilizarse para explicar la naturaleza del coeficiente de reactividad por huecos de forma similar a como se hace con el coeficiente de temperatura de un moderador. El coeficiente de reactividad por huecos se utiliza para un caso en el que el moderador o refrigerante cambia de estado de líquido a gaseoso, es decir, cuando se produce ebullición en el núcleo<sup>20</sup>.

---

<sup>20</sup> Algunas fuentes bibliográficas utilizan el término *coeficiente de huecos* o *coeficiente de huecos vacíos*.

### 9.2.4. Efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo

Los efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo están relacionados con el coeficiente de reactividad de la potencia que puede definirse de la misma manera que los coeficientes de reactividad por temperatura y por huecos:

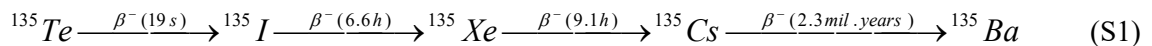
$$a_p = \frac{\partial \rho}{\partial P} \quad a_p = \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial k_{eff}}{\partial P} \quad (50)$$

donde

- $a_p$ : coeficiente de reactividad de potencia
- $\rho$ : reactividad
- $k_{eff}$ : factor de multiplicación efectivo
- $P$ : potencia del reactor

El coeficiente de reactividad de la potencia está estrechamente relacionado con ambos efectos de la temperatura, ya que al aumentar la potencia del reactor suele producirse un aumento correspondiente de la temperatura tanto del combustible como del moderador.

Una absorción extremadamente grande de  $^{135}\text{Xe}$  de neutrones térmicos causa envenenamiento por xenón<sup>21</sup>. Más del 95 % del  $^{135}\text{Xe}$  es resultado de la desintegración radiactiva del  $^{135}\text{I}$  que se produce por la fisión del  $^{235}\text{U}$  según la cadena del esquema (S1). Además, aproximadamente el 5 % del  $^{135}\text{Xe}$  se produce directamente por la fisión del  $^{235}\text{U}$ .  $^{135}\text{Xe}$  puede ir desapareciendo del núcleo bien por la captura de neutrones o por decaimiento radiactivo según el esquema (S1):



La concentración de  $^{135}\text{I}$  y  $^{135}\text{Xe}$  puede expresarse fácilmente mediante las siguientes ecuaciones:

$$\frac{dN_I(t)}{dt} = -\lambda_I N_I(t) + y_I \Sigma_f \varphi(t) \quad (51)$$

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = \lambda_I N_I(t) + y_{Xe} \Sigma_f \varphi(t) - \lambda_{Xe} N_{Xe}(t) - \sigma_{Xe} N_{Xe}(t) \varphi(t) \quad (52)$$

donde

- $N_I(t), N_{Xe}(t)$ : concentración de  $^{135}\text{I}$  o  $^{135}\text{Xe}$
- $\lambda_I, \lambda_{Xe}$ : constante de desintegración de  $^{135}\text{I}$  o  $^{135}\text{Xe}$
- $y_I, y_{Xe}$ : rendimiento de fisión de  $^{135}\text{I}$  o  $^{135}\text{Xe}$
- $\sigma_I, \sigma_{Xe}$ : sección eficaz microscópica de absorción de  $^{135}\text{I}$  o  $^{135}\text{Xe}$
- $\Sigma_f$ : sección eficaz macroscópica de fisión
- $\varphi(t)$ : flujo neutrónico

---

<sup>21</sup> La absorción de neutrones térmicos en un núcleo de xenón es igual a la absorción de neutrones térmicos en aproximadamente cinco mil núcleos de  $^{235}\text{U}$ .

Debido al pequeño rendimiento de fisión de  $^{135}\text{Xe}$  en comparación con el rendimiento de fisión de  $^{135}\text{I}$  (solo el 5 %, aproximadamente), el origen directo de  $^{135}\text{Xe}$  suele despreciarse y la ecuación (52) puede escribirse como sigue:

$$\frac{dN_{xe}(t)}{dt} = \lambda_I N_I(t) - \lambda_{xe} N_{xe}(t) - \sigma_{xe} N_{xe}(t) \varphi(t) \quad (53)$$

De la solución analítica tanto de la ecuación (51) como de la ecuación (53) para flujo neutrónico en estado estacionario  $\varphi(t) = f = \text{constante}$ , se obtiene:

$$N_I(t) = [N_I^o + y_I \Sigma_f \varphi \frac{1}{\lambda_I} (e^{\lambda_I t} - 1)] e^{-\lambda_I t} \quad (54)$$

$$N_{xe}(t) = (\lambda_I N_I^o - y_I \Sigma_f \varphi) (e^{-\lambda_I t} - e^{-(\sigma_{xe} \varphi + \lambda_{xe}) t}) \left( \frac{1}{\sigma_{xe} \varphi + \lambda_{xe} - \lambda_I} \right) + (N_{xe}^o + \frac{y_I \Sigma_f \varphi}{\sigma_{xe} \varphi + \lambda_{xe}}) e^{-(\sigma_{xe} \varphi + \lambda_{xe}) t} + \frac{y_I \Sigma_f \varphi}{\sigma_{xe} \varphi + \lambda_{xe}} \quad (55)$$

El equilibrio entre el xenón y el yodo se alcanza cuando el flujo neutrónico se encuentra en estado estacionario durante un tiempo suficiente, es decir,  $\rightarrow t\infty$ , y las ecuaciones (54) y (55) pueden expresarse de forma más sencilla:

$$N_I^\infty = \frac{y_I \Sigma_f \varphi}{\lambda_I} \quad N_{xe}^\infty = \frac{y_I \Sigma_f \varphi}{\lambda_{xe} + \sigma_{xe} \varphi} \quad (56)$$

Tras la parada del reactor, la absorción de  $^{135}\text{Xe}$  disminuye drásticamente y se mantiene su producción a partir del precursor  $^{135}\text{I}$ . El pico de envenenamiento por xenón se crea como se muestra en la figura 16.

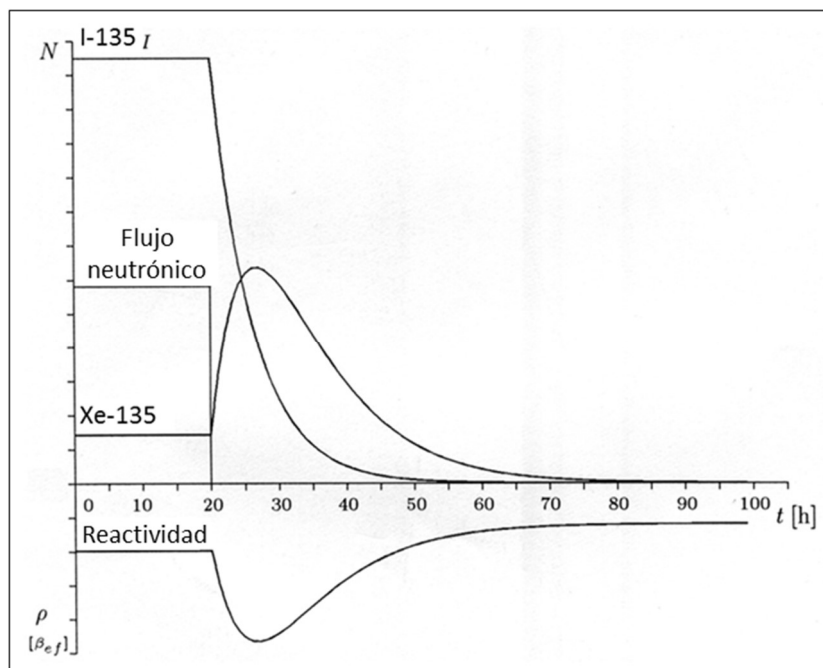
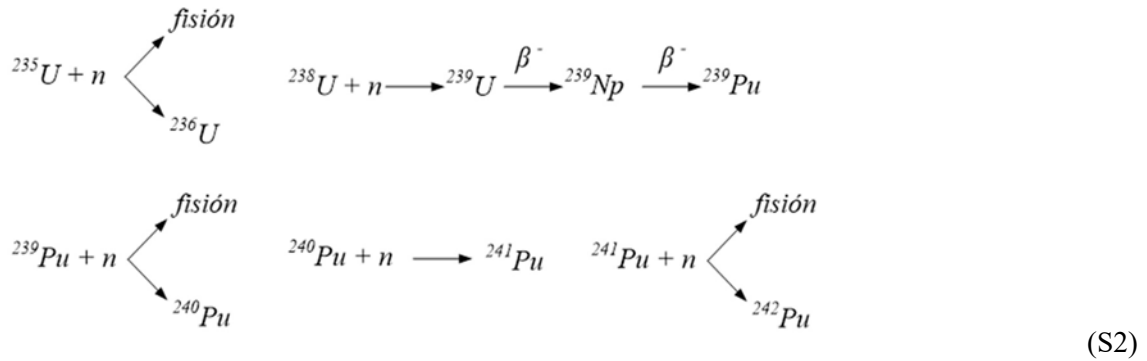


Fig. 16. El pico de envenenamiento por xenón tras la parada del reactor. Cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

Cuando se analiza un reactor de investigación con suficiente potencia en una perspectiva a largo plazo de pocas semanas, meses o años, se puede observar el quemado de combustible, es decir, la disminución de combustible nuclear en el núcleo del reactor. El efecto medible del quemado depende en gran medida de la potencia del reactor y del tiempo de investigación. En caso de bajo quemado del combustible en el núcleo del reactor, el efecto puede describirse mediante los procesos básicos que se muestran en el esquema (S2).



La concentración de  $^{238}\text{U}$  en el núcleo (con combustible poco enriquecido) es superior a la concentración de  $^{235}\text{U}$ . En el caso de quemado lento<sup>22</sup> en el primer supuesto, la concentración de  $^{238}\text{U}$  puede observarse como constante. El único proceso relevante relacionado con el  $^{238}\text{U}$  es la producción de  $^{239}\text{Pu}$  mediante absorción resonante. Debido a las secciones eficaces de absorción muy bajas de  $^{236}\text{U}$ ,  $^{239}\text{U}$  y  $^{239}\text{Np}$ , la absorción de estos isótopos puede despreciarse. La vida media de  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  y  $^{241}\text{Pu}$  es superior a unas pocas semanas o meses, por lo que también puede despreciarse. Debido al quemado lento, puede asumirse que  $^{242}\text{Pu}$  es el isótopo final que puede producirse y, debido al bajo rendimiento de neutrones de la fisión de  $^{241}\text{Pu}$ , su contribución a la producción de  $^{239}\text{Pu}$  también puede despreciarse. Sobre la base de estos supuestos, puede formularse el siguiente sistema de la ecuación (57) para describir el modelo simplificado del quemado de combustible en el núcleo de los reactores de investigación:

$$\begin{aligned}
 \frac{dN_5(t)}{dt} &= -\varphi\sigma_5^f N_5(t) & \frac{dN_8(t)}{dt} &= 0 \\
 \frac{dN_9(t)}{dt} &= \varphi\sigma_8 N_8(t) + \varepsilon(1-p)(\nu_5\sigma_5^f N_5(t) + \nu_9\sigma_9^f N_9(t))\varphi - \varphi\sigma_9 N_9(t) \\
 \frac{dN_0(t)}{dt} &= \varphi\sigma_9 N_9(t) - \varphi\sigma_9^f N_9(t) - \varphi\sigma_0 N_0(t) \\
 \frac{dN_1(t)}{dt} &= \varphi\sigma_0 N_0(t) - \varphi\sigma_1 N_1(t)
 \end{aligned}
 \tag{57}$$

donde

- $\varphi(t)$ : flujo neutrónico
- $N_5(t), N_8(t), N_9(t), N_0(t), N_1(t), N_2(t)$ :  $^{235}\text{U}, ^{238}\text{U}, ^{239}\text{Pu}, ^{240}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}$  y  $^{242}\text{Pu}$ , concentraciones
- $\sigma_5^f$  y  $\sigma_9^f$ : sección eficaz de fisión de  $^{235}\text{U}$  y  $^{239}\text{Pu}$
- $\sigma_8, \sigma_9, \sigma_0, \sigma_1$ : sección eficaz macroscópica de absorción de  $^{238}\text{U}, ^{239}\text{Pu}, ^{240}\text{Pu}$  y  $^{241}\text{Pu}$
- $\nu_5$  y  $\nu_9$ : número de neutrones producidos por fisión de  $^{235}\text{U}$  y  $^{239}\text{Pu}$
- $\varepsilon$ : factor de fisión rápida
- $p$ : probabilidad de escape a la resonancia

<sup>22</sup> En comparación con centrales nucleares de potencia.

El tiempo  $t$  en la ecuación (57) puede sustituirse por un nuevo parámetro denominado *tiempo efectivo*  $z$ , que es más apropiado para describir los cambios en el combustible porque también tiene en cuenta el flujo neutrónico, es decir, la potencia del reactor (el combustible se quema más en reactores con mayor potencia que en reactores con menor potencia en el mismo tiempo). El tiempo efectivo  $z$  definido en la ecuación (58) está muy cerca del parámetro de combustible llamado *quemado*  $B$ , pero quemado  $B$  es un parámetro más complejo en el que deberían incluirse más efectos.

$$dz = \varphi(t) dt \quad (58)$$

La ecuación (57) puede resolverse analítica o numéricamente mediante la ecuación (58). La solución analítica para  $^{235}\text{U}$  y  $^{239}\text{Pu}$  se muestra en la ecuación (59), donde las constantes  $C_1$ ,  $C_2$ ,  $C_3$  y  $C_4$  se muestran en la ecuación (60):

$$N_5(z) = C_1 N_5^0 e^{-z} \quad (59)$$

$$N_9(z) = C_3 (1 - e^{-C_2 z}) N_8^0 + C_4 (e^{-z} - e^{-C_2 z}) N_5^0$$

$$C_1 = \sigma_5; \quad C_2 = \frac{\sigma_9}{\sigma_5} - \varepsilon(1-p)v_9 \frac{\sigma_9^f}{\sigma_5}; \quad C_3 = \frac{\sigma_8}{\sigma_5 C_2}; \quad C_4 = \frac{\varepsilon(1-p)v_5 \frac{\sigma_5^f}{\sigma_5}}{C_2 - 1} \quad (60)$$

### 9.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Los ejercicios que se presentan en las secciones siguientes pertenecen al grupo de ejercicios de física de reactores. Los objetivos de aprendizaje, la información sobre el tipo de alumnado y el nivel de los ejercicios son los mismos que los descritos en la sección 6.3.

#### 9.3.1. Ejercicios sobre dinámica de reactores

Por lo general, no se necesita instrumentación experimental especial para llevar a cabo los ejercicios sobre coeficiente de reactividad por temperatura para los reactores de investigación con potencias normalmente superiores a 50 kW. Basta con un reactor de investigación y su equipo e instrumentación normalizados (incluida la medición de la temperatura del agua). El efecto se podría estudiar más detalladamente con información adicional sobre la temperatura del agua en una posición de la placa de combustible y la temperatura del combustible.

En los ejercicios de coeficiente de reactividad por huecos, suelen ser necesarias características específicas del reactor o instrumentación experimental especial para introducir en el refrigerante o moderador del núcleo una fracción de huecos.

Antes de estudiar la dinámica del reactor y los efectos de la realimentación, el alumnado debería estar familiarizado con la cinética del reactor, es decir, sin realimentaciones. Los antecedentes necesarios para este ejercicio se enumeran en la sección 9.2. Se incluye el conocimiento de los diferentes efectos que modifican la reactividad del núcleo (Doppler, cambio de densidad del moderador y efectos de huecos), lo que abarca su origen y sus efectos en la reactividad: aumento o disminución, cinética del fenómeno y orden de magnitud del cambio de reactividad asociado al coeficiente de temperatura. Es necesario disponer de la curva de calibración de la barra de control para determinar los cambios de reactividad del núcleo.



Estos ejercicios son apropiados para programas de grado, maestría y doctorado. Son adecuados para estudiantes que se especializan en ingeniería nuclear, así como para quienes cursan planes de estudios con una especialización principal en ingeniería. El nivel del ejercicio puede ser intermedio y avanzado.

En el nivel intermedio, se puede observar el efecto global de realimentación de la temperatura (Doppler + cambio de densidad del moderador) y estimar el coeficiente de reactividad correspondiente. También se pueden demostrar y debatir los cambios dependientes del tiempo en la reactividad del núcleo, que es instantáneo con el efecto Doppler, pero presenta una dilación temporal con el efecto de la densidad. Se puede mostrar la autoestabilización de la potencia del reactor por efecto de la temperatura. También puede observarse y debatirse el efecto de huecos, que puede emularse mediante la inyección de burbujas de gas desde el fondo del núcleo o la introducción de agujas de aluminio, que son transparentes para los neutrones, al contrario que el agua. Por último, pueden analizarse problemas de seguridad relacionados con estos efectos. La duración total de un ejercicio de este tipo suele oscilar entre dos y tres horas.

En el nivel avanzado, se pueden realizar ejercicios y estudios adicionales. Con la medición de la temperatura dependiente del tiempo tanto del combustible como del agua se pueden determinar los coeficientes de reactividad. Se puede analizar más a fondo el efecto de la reactividad y los aspectos de esta vinculados a la seguridad, incluidas las condiciones de incidente en las que puede aumentar la reactividad del núcleo (por ejemplo, si disminuye la temperatura del agua debido a la inyección de agua fría). Según los contenidos, se espera que la duración adicional oscile entre una y tres horas.

### **9.3.2. Ejercicios sobre los efectos de la realimentación de reactividad a largo plazo**

Los estudios de los efectos de realimentación de la reactividad del núcleo a largo plazo no suelen requerir instrumentación experimental específica. Solo son necesarios el propio reactor de investigación y su tecnología normalizada, junto con un sistema de detección de neutrones adecuado. Puede estudiarse el efecto del xenón en el funcionamiento del reactor, pero, a diferencia de otros ejercicios de física de reactores, requiere mucho más tiempo (normalmente, entre 30 y 100 horas), lo que dificulta su integración en tiempo real en un programa de estudios. Se espera más bien que se puedan proporcionar al alumnado datos registrados para que comprendan el efecto del envenenamiento por xenón. Este ejercicio puede llevarse a cabo en reactores de investigación de potencia superior a 100 kW, para que el efecto del xenón sea medible. El estudio del consumo de combustible requiere un reactor de investigación con una potencia mínima de 1 MW, aunque los niveles de potencia entre 5 y 10 MW son más apropiados. Una vez más, este ejercicio requiere tiempo y, en su lugar, pueden utilizarse datos registrados previamente.

Antes del estudio de los efectos de reactividad a largo plazo, el alumnado debería estar familiarizado con los antecedentes enumerados en la sección 9.2. Estos comprenden: 1) el conocimiento de los procesos de producción y eliminación de xenón, así como su cinética, y 2) el conocimiento de los procesos de fisión y captura que controlan las concentraciones de  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  y  $^{241}\text{Pu}$ , así como su cinética. El ejercicio debe efectuarse conociendo los problemas de seguridad relacionados con el cambio en la concentración de xenón (incluida la definición del *pico de xenón*) que tiene un fuerte impacto en la reactividad del núcleo.

El objetivo de aprendizaje del ejercicio es comprender los efectos a largo plazo en el reactor. El envenenamiento del núcleo repercute en la operación y la seguridad del reactor cuando se aplican cambios rápidos de potencia. El quemado del combustible se compensa con las barras

de control y limita la vida útil del combustible y la duración del ciclo del reactor en los reactores de alta potencia.

Este ejercicio es apropiado para programas de grado, maestría y doctorado. Es adecuado para estudiantes cuyo principal plan de estudios sea en ingeniería nuclear, así como para estudiantes que se especialicen en diversos planes de estudios de ingeniería. El nivel del ejercicio puede ajustarse en función de la formación del alumnado y de los objetivos pedagógicos. El estudio de los efectos de la realimentación de la reactividad a largo plazo suele corresponder a un nivel intermedio o avanzado.

En el nivel intermedio, se sugiere estudiar el cambio de reactividad en relación con el envenenamiento por xenón, que puede realizarse con el análisis de los problemas de seguridad vinculados a la puesta en marcha del reactor tras su parada. La duración de un ejercicio completo incluye el tiempo de funcionamiento del reactor durante unas docenas de horas para demostrar la acumulación de la concentración de veneno. Sin embargo, con el uso de datos registrados y una aplicación informática complementaria, finalizar el ejercicio puede requerir entre tres y seis horas.

En el nivel avanzado, se puede añadir al ejercicio el estudio del cambio de reactividad relacionado con el quemado del combustible. Este ejercicio puede realizarse en reactores de alta potencia cuyos ciclos duran algunas semanas. Se aconseja utilizar los datos registrados durante un ciclo y analizarlos de acuerdo con los cálculos del núcleo efectuados con un código de referencia. La ilustración del efecto puede mostrarse y tratarse en clase en un tiempo de dos o tres horas. Se puede encomendar al alumnado que realice un estudio detallado relacionado con los cálculos del núcleo en el marco de un microproyecto.

## 9.4. EJERCICIOS SOBRE DINÁMICA DE REACTORES

### 9.4.1. Objetivo

El objetivo de aprendizaje de los ejercicios es comprender el comportamiento de los reactores de investigación con mayor potencia, es decir, con realimentación, como apoyo a la operación segura del reactor. Esta directriz describe ejercicios relacionados con los efectos de la temperatura y de huecos, cuya base teórica se describe en la sección 9.2.

Los efectos de la temperatura incluyen el efecto Doppler, que se da en el combustible, y el efecto del cambio de densidad del agua. Ambos pueden estudiarse cuando se aumenta la potencia del reactor por encima de unas docenas de kW. El efecto de huecos puede reproducirse mediante la inyección de gas argón, en forma de pequeña burbuja, desde el fondo del núcleo o introduciendo muestras de aluminio en el núcleo en sustitución del moderador. En ambos casos, el efecto de realimentación dará lugar a un cambio de reactividad. Este último puede calcularse mediante el cambio de posición de la barra de regulación utilizada para mantener la criticidad del reactor. A continuación, se utiliza la curva de calibración de la barra reguladora para evaluar el cambio de reactividad en función de la variación de la posición.

### 9.4.2. Equipos y condiciones

Para estudiar el efecto de la temperatura y el efecto de huecos, el reactor debería estar inicialmente en un estado en el que no se observe realimentación, es decir, normalmente, a baja potencia. Este estado servirá como estado de referencia para estudiar el cambio de reactividad. A continuación, se realizará el ejercicio modificando el estado del reactor y estudiando el cambio de reactividad consiguiente.

Para realizar los ejercicios sobre el coeficiente de temperatura en reactores de investigación de potencia superior a unas docenas de kW, no se necesita instrumentación experimental específica. El seguimiento del cambio en la posición de criticidad de una barra de regulación dará información sobre el cambio de reactividad. Disponer de sensores para medir la temperatura del agua y/o del combustible puede aportar información adicional y permitiría estudiar con precisión los efectos Doppler y de cambio de densidad del moderador.

En un reactor de investigación de baja potencia (normalmente, inferior a unas docenas de kW) que presente pocos efectos de temperatura, es posible modificar artificialmente la temperatura del refrigerante y, por tanto, la temperatura del moderador y del combustible. Por ejemplo, se puede utilizar un tanque de agua equipado con un calentador para elevar la temperatura del agua que luego se introducirá en el núcleo a través del circuito del sistema primario de refrigeración o a través de un circuito específico, si se dispone de él, que introduzca el agua directamente en el núcleo.

Para realizar el ejercicio de huecos, el reactor debería estar equipado con dispositivos específicos. Una forma de simular el efecto de huecos consiste en inyectar burbujas de gas desde el fondo del núcleo. El caudal de gas puede modificarse mediante una válvula reguladora. Otra opción para emular el efecto de huecos consiste en insertar en el núcleo pequeños dispositivos de aluminio (agujas, por ejemplo). Sustituir el volumen correspondiente de agua por aluminio, que tiene una sección eficaz de absorción de neutrones más baja y es un moderador mucho menos eficiente que el agua, equivale a reducir el volumen del moderador tal como hará el hueco.

### **9.4.3. Metodología**

#### *9.4.3.1. Efecto de la temperatura*

En este ejercicio, se alcanza un estado de referencia con el reactor en estado de criticidad a baja potencia. A continuación, se modifica la temperatura del núcleo aumentando la potencia del reactor hasta un nivel que indique un efecto significativo de realimentación de la temperatura, es decir, normalmente, por encima de unas docenas de kW.

Inicialmente, la potencia del reactor se incrementa desde un nivel de potencia bajo hasta un nivel estabilizado con el modo de control automático de potencia. La temperatura aumentará y se podrá seguir el comportamiento del reactor en relación con el efecto de la temperatura. En la mayoría de los casos, es posible distinguir entre los dos efectos principales de la temperatura, el efecto Doppler, que se da en el combustible, y el efecto del cambio de densidad del agua. Ambos efectos contribuyen a una disminución de la reactividad cuando aumenta la temperatura (por razones de seguridad, el reactor está submoderado).

La figura 17 muestra un ejemplo de los cambios en los valores de los parámetros del reactor (potencia, temperatura del agua y posición de la barra de regulación) durante un ejercicio sobre la temperatura realizado mientras el reactor se mantiene en convección natural, es decir, sin refrigeración por convección forzada, con el fin de alcanzar valores más altos de temperatura.

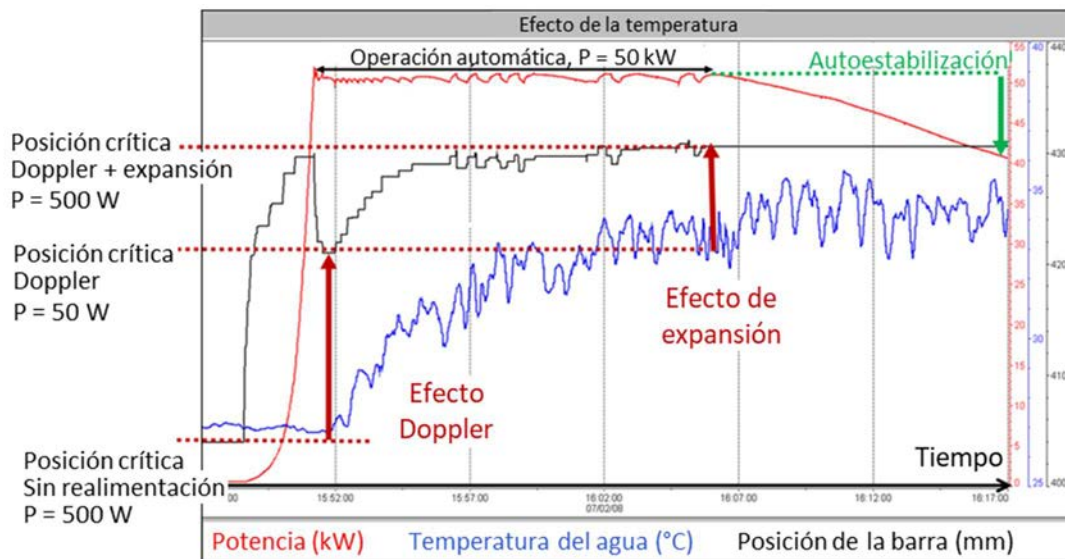


Fig. 17. Ejemplo de curva obtenida para el estudio del efecto de la temperatura. Cortesía del Instituto Nacional de Ciencias y Técnicas Nucleares, CEA de Saclay (Francia).

En el ejemplo de la figura 17, la potencia del reactor pasa de 500 W a 50 kW. Cuando la potencia del reactor alcanza los 50 kW, la temperatura del agua aún no ha aumentado y la posición de criticidad de la barra de control ha cambiado de 405 a 423 mm. Esto equivale a un cambio de reactividad de unos 120 pcm (según la curva de calibración de reactividad de la barra de control) que puede atribuirse al efecto Doppler. A continuación, la potencia del reactor se mantiene constante a 50 kW con el sistema automático de control de potencia y la posición de criticidad de la barra de control cambia en paralelo a la temperatura del agua. El porcentaje de la barra de control retirada compensa la disminución de la reactividad del núcleo atribuida al efecto de expansión del moderador (cambio de densidad). Este ejercicio demuestra que los efectos Doppler y de expansión del moderador tienen lugar en escalas de tiempo diferentes. El efecto Doppler es instantáneo, ya que la temperatura del combustible cambia inmediatamente al aumentar la potencia. La expansión del agua necesita más tiempo, ya que es el resultado del aumento de temperatura del agua debido al intercambio de calor entre el combustible y el agua, y porque el volumen de agua es mucho mayor que el volumen de combustible.

El establecimiento de la convección natural al cabo de cierto tiempo puede observarse utilizando una cámara instalada en la piscina y que muestre la parte superior del núcleo.

Tanto el efecto Doppler como la expansión del moderador contribuyen negativamente a la reactividad. Así, el coeficiente global de temperatura es negativo, es decir, el reactor está submoderado. Los valores registrados de la posición de criticidad de la barra de control a 500 W y 50 kW y su cambio se pueden utilizar para determinar el coeficiente de temperatura global. En el caso del ejemplo, el coeficiente global de temperatura es igual a  $-17 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ .

Este ejercicio también se utiliza para mostrar la autoestabilización del reactor al pasar de control automático a manual (en  $t = 16:02:30$ ). La potencia del reactor disminuye por sí sola debido al aumento continuo de la temperatura del agua.

En este caso, si el reactor está equipado con sensores que miden tanto la temperatura del combustible como la del agua, es posible determinar los coeficientes de reactividad del combustible y del agua.

Además, este ejercicio puede servir para hacer hincapié en los problemas de seguridad relacionados con el efecto de realimentación de la temperatura. Por un lado, es importante diseñar un reactor submoderado que, en funcionamiento normal, presente un coeficiente de reactividad negativo. Esto garantiza la autoestabilización del reactor que se observa en la figura 17. Por otro lado, se puede dar una posible condición de incidente si disminuye la temperatura del agua. En efecto, en el ejemplo anterior, una disminución de 20 grados de la temperatura del agua se traduciría en un aumento de la reactividad de 340 pcm. Esto, a su vez, provocaría un rápido aumento de la potencia (el tiempo de duplicación suele ser inferior a 3 s) que conduciría a una parada automática del reactor. Como ilustración práctica del diseño del sistema de protección del reactor de los reactores de investigación, en el marco de este ejercicio, y si los límites y condiciones operacionales del reactor lo permiten, la conmutación del reactor de convección natural a forzada disparará automáticamente el sistema de parada del reactor mediante el sistema de protección del reactor para detener el suceso de aumento no controlado de reactividad.

#### 9.4.3.2. Efecto de huecos

El efecto de huecos se estudia a baja potencia sin perturbación de los demás efectos de realimentación, como el efecto de la temperatura. Desde un punto de vista práctico, este ejercicio debería realizarse después de que el reactor haya estado parado durante un período de tiempo suficiente, con el fin de garantizar que no se manifieste ningún otro efecto de realimentación en el núcleo como consecuencia de la operación anterior. Al principio del ejercicio, el reactor se mantiene en estado crítico. Se registra la posición de la barra de regulación,  $z_{ref}$ .

La inyección de burbujas de gas o la sustitución del agua por dispositivos de aluminio pueden utilizarse para emular el aumento de huecos. Partiendo del estado inicial sin efecto de realimentación por huecos, la cantidad de huecos puede aumentarse progresivamente, cambiando el flujo de gas o varios dispositivos de aluminio.

Durante este ejercicio, el reactor puede mantenerse en estado crítico mientras el parámetro, esto es, la fracción de huecos introducida en el núcleo se modifica y se utiliza la barra de regulación para compensar el cambio de reactividad. Esto puede hacerse mientras el reactor funciona en modo automático cambiando lentamente el parámetro del reactor si ello no conlleva riesgos de seguridad y siempre que los límites y condiciones operacionales permitan esta operación. Para ello, los cambios de reactividad deberían limitarse por lo general a valores inferiores a 100 pcm. Esto limitará el tiempo de duplicación correspondiente a valores razonables (>40 s) si, por cualquier motivo, el cambio de reactividad no se hubiera compensado de forma automática o manual, o si la reactividad hubiera aumentado de forma repentina (por ejemplo, si el sistema se queda sin gas).

Para cada estado crítico  $i$ , se registra la posición de criticidad de la barra de regulación,  $z_i$ . Utilizando la curva de calibración de reactividad de la barra reguladora y  $z_i$ , se determina el cambio de reactividad en el núcleo  $\Delta\rho_i$ . Durante el ejercicio se puede rellenar un cuadro similar al cuadro 9.

CUADRO 9. POSICIÓN DE CRITICIDAD DE LA BARRA DE REGULACIÓN  $z_i$  Y CAMBIO DE REACTIVIDAD  $\Delta\rho_i$  POR ESTADO DEL REACTOR

Estado	Posición de la barra de regulación	Cambio de reactividad
Referencia	$z_{ref}$	0
Estado 1	$z_1$	$\Delta\rho_1$
Estado 2	$z_2$	$\Delta\rho_2$
Estado i	$z_i$	$\Delta\rho_i$

El cambio de reactividad en función del caudal de gas o del número de dispositivos de aluminio insertados en el núcleo puede representarse gráficamente para establecer la tendencia general del cambio de reactividad en el núcleo en relación con el efecto de huecos: la reactividad disminuye cuando aumenta la fracción de huecos.

Este comportamiento, así como los problemas de seguridad relacionados con el efecto de huecos cuando el reactor está submoderado, pueden tratarse con referencia a la figura 14.

Dado que la emulación del efecto de huecos suele hacerse localmente en una región del núcleo, suele ser difícil establecer un valor exacto del coeficiente de huecos en un ejercicio de este tipo.

#### 9.4.4. Consideraciones de seguridad

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Corresponde aplicar los procedimientos operacionales normalizados para la operación del reactor a potencia con el efecto de temperatura consiguiente. Antes de poner en práctica los ejercicios, debería realizarse un análisis de la seguridad para comprobar que la reactividad no puede variar de forma no controlada en condiciones normales y de incidente y dar lugar a una operación no segura del reactor. Por ejemplo, en un reactor submoderado, debería evitarse todo descenso brusco de la temperatura del agua, es decir, no debería permitirse el paso de convección natural a forzada mientras el reactor está en funcionamiento. Además, el cambio de reactividad relacionado con el efecto de huecos debería limitarse de manera estricta a valores generalmente no superiores a 100 pcm, lo que da lugar a variaciones razonablemente lentas de la densidad neutrónica (tiempo de duplicación del orden de 40 segundos).

Desde el punto de vista de la protección radiológica, este ejercicio no debería suponer un riesgo adicional respecto de la operación normal del reactor. Para el ejercicio sobre el efecto de huecos, deberían tenerse en cuenta los riesgos derivados de la activación del gas inyectado en el núcleo o de la manipulación de los dispositivos de aluminio activado.

#### 9.4.5. Documentación

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: cinética y dinámica del reactor, factor de moderación, efectos Doppler y de expansión del agua, coeficientes de temperatura y de huecos;
- b) esquema del núcleo que muestre el sistema dispuesto para la inyección de gas o la inserción de dispositivos de aluminio;

- c) curva de calibración de la barra utilizada para la compensación de los efectos de realimentación;
- d) procedimiento detallado para realizar la tarea;
- e) papel milimetrado o aplicación informática para trazar la curva, e
- f) información y normas específicas relacionadas con el experimento: por ejemplo, normas relacionadas con la limitación del cambio en la reactividad para el ejercicio sobre el efecto de huecos.

#### 9.4.6. Evaluación

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación de los resultados de aprendizaje:

- 1) ¿Cuál es el primer efecto de realimentación de la temperatura que se produce al aumentar la potencia del reactor? ¿En qué componente del reactor tiene lugar?
- 2) Cuando la potencia se mantiene constante mediante el sistema de control automático de potencia, la reactividad disminuye lentamente antes de alcanzar un equilibrio de reactividad que comporta una posición crítica diferente y nueva de la barra de regulación. ¿Con qué efecto está relacionado este comportamiento? ¿Cuál es la razón de que la inercia del sistema alcance un nuevo valor de reactividad estable?
- 3) ¿Los coeficientes de temperatura correspondientes son negativos o positivos? ¿Qué quiere decir esto en relación con el factor de moderación del reactor? ¿Es buena esta situación desde el punto de vista de la seguridad?
- 4) Explique qué ocurriría si se conmuta el reactor de convección natural a convección forzada cuando este ha alcanzado un equilibrio de temperatura. ¿Cuál es el problema de seguridad relacionado con esta medida?
- 5) Desde el punto de vista de la seguridad, ¿cuál debería ser el valor máximo del cambio de reactividad relacionado con el efecto de huecos durante el experimento? ¿Por qué?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

### 9.5. EJERCICIO SOBRE LOS EFECTOS DE LA REALIMENTACIÓN DE LA REACTIVIDAD A LARGO PLAZO

#### 9.5.1. Objetivo

Como se indica en la sección 9.2, el estudio de los efectos de la realimentación de la reactividad a largo plazo está estrechamente relacionado con los experimentos de dinámica de reactores. El efecto a largo plazo puede deberse al envenenamiento por xenón (y otros venenos) y al quemado de combustible.

La realización de ejercicios sobre el efecto de realimentación de la reactividad a largo plazo requiere la operación del reactor a alta potencia, normalmente, por encima de 100 kW, y durante períodos de tiempo más prolongados, por lo general, durante docenas de horas para los venenos y semanas para el quemado del combustible. Así pues, la realización de un ejercicio sobre los efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo requiere una organización específica o el uso de datos registrados.

El objetivo de este ejercicio es caracterizar los efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo relacionados con la operación del reactor a alta potencia. Incluye el estudio del cambio en el estado crítico del reactor, es decir, la posición de las barras de control, como función del tiempo. El cambio en la reactividad puede entonces analizarse y relacionarse con el efecto de envenenamiento o el quemado del combustible. Por último, se pueden debatir los problemas de seguridad relacionados con el envenenamiento por xenón.

### **9.5.2. Equipos y condiciones**

Por lo general, no se necesita instrumentación experimental especial para llevar a cabo los estudios sobre los efectos de realimentación de la reactividad a largo plazo.

La influencia del xenón en la reactividad del núcleo puede estudiarse en reactores de investigación con una potencia superior a algunos centenares de kW. A diferencia de otros ejercicios, que toman entre una y tres horas, el estudio del efecto del xenón requiere períodos más largos, esto es, normalmente, entre 30 y 100 horas. Esto hace imposible realizar el ejercicio en tiempo real. Además, debido a los problemas de quemado del combustible, no merece la pena hacer funcionar el reactor a alta potencia durante un período de tiempo tan largo solo para llevar a cabo el experimento del xenón. Por lo tanto, se aconseja realizar el experimento una vez para registrar los datos que se utilizarán posteriormente para ilustrar el efecto del xenón. Si el reactor de investigación debe utilizarse para otros propósitos distintos a la enseñanza, y si se puede organizar una planificación adecuada, también es posible llevar al alumnado a la instalación en determinadas fases del experimento para que puedan recoger por sí mismos los datos necesarios. Es posible, por ejemplo, que el alumnado esté presente durante las tres últimas horas del experimento. Pueden medir los datos del reactor necesarios de estas tres últimas horas, mientras que los datos registrados durante las 30 a 100 horas anteriores se les facilitan.

Además de las mediciones experimentales realizadas en el reactor, el estudio del envenenamiento del núcleo (con xenón y samario, por ejemplo) puede efectuarse fácilmente mediante cálculos computarizados. Estos cálculos ofrecen una gran flexibilidad a la hora de estudiar el envenenamiento del núcleo como consecuencia de cambios en la potencia del reactor.

El estudio del quemado de combustible requiere un reactor de investigación de gran potencia, esto es, con una potencia mínima de 1 MW y preferiblemente superior a 5 MW. Este experimento también requiere tiempo, por lo general, unas semanas, por lo que es preferible utilizar datos registrados previamente.

En la práctica, los efectos del envenenamiento y del quemado del combustible se evidenciarán en el cambio de la configuración crítica del reactor, esto es, de las posiciones de las barras de control para el estado de criticidad, durante el ciclo de operación del reactor. Estas variaciones en la posición de las barras de control se evaluarán a continuación, utilizando las curvas de calibración de la reactividad de las barras de control para determinar el cambio en la reactividad del núcleo.

### **9.5.3. Metodología**

#### *9.5.3.1. Estudio del efecto del envenenamiento*

El efecto del envenenamiento en un reactor no solo está relacionado con el xenón, sino que contribuye en gran medida a la reactividad del núcleo cuando el reactor se opera a alta potencia.



De hecho, en este ejercicio, no se mide directamente el cambio en la concentración de veneno en el reactor, sino que el efecto de envenenamiento se observa a través de la variación correspondiente de reactividad en el núcleo. Esta última se compensa con el cambio de posición de la barra o barras de regulación para mantener el reactor en estado crítico.

En la práctica, los grandes cambios en el nivel de potencia también inducen cambios significativos en la temperatura de los componentes del reactor que, a su vez, se reflejarán en variaciones significativas en la reactividad del núcleo a través de los efectos de realimentación de la temperatura. Estos cambios deberán tenerse en cuenta en el análisis de los resultados experimentales. Hacerlo, es decir, separar en los resultados experimentales el impacto de los efectos de realimentación de la temperatura, es posible porque se producen en una escala temporal (instantánea para el Doppler y en cuestión de horas para la expansión del agua) que es más corta que en el efecto de envenenamiento.

La figura 16 muestra la variación esperada en la concentración de xenón al poner en marcha el reactor y hacerlo funcionar durante 20 horas a alta potencia antes de reducir la potencia a cero para observar el pico de xenón. Desde un punto de vista experimental, un aumento de la concentración de xenón inducirá una disminución de la reactividad del núcleo que se contrarresta moviendo la barra de regulación hacia arriba para compensar la disminución de la reactividad. Reducir la potencia a un nivel muy bajo (10 W, por ejemplo) en lugar de parar directamente el reactor ofrece la oportunidad de mantener el reactor en estado crítico y seguir la variación de la reactividad del núcleo a lo largo del tiempo.

Para estudiar el efecto del xenón se puede aplicar el siguiente procedimiento experimental:

- a) El estado inicial del reactor debería ser crítico a una potencia muy baja  $P_0$  sin efectos de realimentación por las operaciones anterior y actual. La configuración crítica se utiliza como estado de referencia para el experimento.
- b) La potencia del reactor se incrementa hasta la potencia nominal o una potencia significativa  $P_1$  (normalmente, unos cientos de kW y superior).
- c) El reactor se mantiene a  $P_1$  durante 30 horas. Se registran regularmente la posición de una barra de regulación y la temperatura del agua en el circuito primario (temperatura de salida,  $T_{salida}$ ) para detectar el momento en que se alcanza el equilibrio térmico. Esta configuración corresponde a un segundo estado de referencia a partir del cual la acumulación del efecto del envenenamiento desempeña una función importante en el cambio de las posiciones de las barras de control.
- d) En  $t = 30$  horas, la potencia disminuye a  $P_0$ . Desde el punto de vista de la eliminación de xenón por captura de neutrones, se experimenta una fuerte disminución de la densidad de neutrones, por lo general, superior a  $10^4$  veces, y es casi equivalente a una parada del reactor. Sin embargo, el funcionamiento del reactor a baja potencia permite mantener el estado crítico y registrar la correspondiente posición crítica de la barra de regulación como función del tiempo.
- e) Para analizar la parte principal del pico de xenón, el reactor debería mantenerse a  $P_0$  durante un mínimo de 48 horas. La posición de la barra de regulación y la temperatura del agua en el circuito primario deben registrarse periódicamente para detectar el momento en que se alcanza un nuevo equilibrio térmico. Esto corresponde a un tercer estado de referencia a partir del cual se observa la acumulación sucesiva (debida a la desintegración del yodo en xenón) y la disminución de la concentración de xenón (debida a la desintegración radiactiva del xenón).

El cuadro 10 puede utilizarse como ejemplo de cómo registrar los datos durante el ejercicio. Utilizando la curva o curvas de calibración de la barra o barras de regulación, el cambio en la posición de la barra o barras puede utilizarse para establecer la variación en la reactividad del núcleo en relación con el efecto del envenenamiento. A continuación, el alumnado puede trazar una curva que muestre el cambio en la reactividad del núcleo en función del tiempo. Posteriormente, esta curva puede analizarse teniendo en cuenta la variación en la reactividad del núcleo.

CUADRO 10. EJEMPLO DE CUADRO QUE SE CUMPLIMENTARÁ DURANTE EL EJERCICIO SOBRE EL ENVENENAMIENTO CON XENÓN

Fecha y hora	Inicio:		Fin:		
Tiempo (hora)	Potencia del reactor $P$ (W)	Temperaturas del agua $T_{salida}$ ( $^{\circ}$ C)	Posición de la barra de regulación $n_l$ $Z_l$ (mm)	Posición de la barra de regulación $n_i$ $Z_i$ (mm)	Cambio en la reactividad (pcm o \$)
$t_0$	$P_0$	$T$ inicial	Z de referencia 1	Z de referencia 1	0
[...]					
$t_1$	$P_1$				
[...]					
$t_2$		Equilibrio de $T$	Z de referencia 2	Z de referencia 2	
[...]					
$t_3$ (30 h)	$P_0$				
[...]					
$t_4$		Equilibrio de $T$	Z de referencia 3	Z de referencia 3	
[...]					
$t_5$ (80 h)	Fin del experimento				

#### 9.5.3.2. Estudio del efecto del quemado del combustible

En los reactores de potencia media, el efecto del quemado del combustible se produce a lo largo de los años. Estos reactores no suelen operarse de forma continua hasta alcanzar el máximo de quemado. En el caso de estas instalaciones, el ejercicio suele limitarse al uso de los parámetros del reactor registrados en diferentes intervalos de tiempo. Los datos relativos a la energía producida por el reactor y el cambio correspondiente en la posición de las barras de control pueden establecerse para una configuración (del núcleo y los dispositivos experimentales) y estado (potencia, temperatura, envenenamiento) determinados del reactor mediante la suma de diferentes secuencias de operación del reactor. Con la curva de calibración de reactividad de las barras de control, se puede calcular el cambio de reactividad correspondiente. A partir de esos datos, la influencia del quemado del combustible puede demostrarse y analizarse con la teoría.

En los reactores de alta potencia, que suelen funcionar a su potencia nominal durante ciclos de pocas semanas, la evolución de la posición de las barras de control en función del tiempo durante el ciclo demostrará de forma similar el efecto de quemado del combustible.

#### 9.5.4. Consideraciones de seguridad

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Corresponde aplicar los procedimientos habituales para la operación del reactor, como los relacionados con el funcionamiento continuo a alta potencia y con el efecto xenón (no volver a poner en marcha el reactor tras una parada de emergencia).

Desde el punto de vista de la protección radiológica, este experimento no debería suponer ningún riesgo adicional respecto de la operación normal del reactor.

### 9.5.5. Documentación

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: efectos a largo plazo relacionados con el coeficiente de reactividad de la energía, el envenenamiento por xenón y el quemado de combustible;
- b) curva o curvas de calibración de la barra o barras utilizadas para la regulación del reactor y/o la compensación del quemado del combustible;
- c) procedimiento detallado para realizar la tarea y contestar a las preguntas;
- d) los datos registrados previamente en el reactor, ya que la duración del experimento de envenenamiento o quemado de combustible (de docenas de horas a años) supera la duración habitual de una sesión en el reactor (3 horas);
- e) papel milimetrado o aplicación informática para trazar la curva, y
- f) la información experimental específica y las reglas relacionadas con las condiciones para volver a poner en marcha el reactor después de una parada de emergencia son interesantes considerando el estudio del envenenamiento por xenón, por ejemplo.

### 9.5.6. Evaluación

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación de los resultados de aprendizaje:

- 1) ¿Cuál es el impacto del envenenamiento por xenón en la operación del reactor y cuáles son las medidas necesarias para mantener el reactor a un nivel de potencia constante?
- 2) ¿Cuál es la escala temporal habitual del efecto del envenenamiento por xenón? Justifique los resultados experimentales con la constante de tiempo para la producción de xenón a partir de la desintegración radiactiva del yodo y su eliminación a través de la desintegración radiactiva.
- 3) ¿Cuánto tiempo transcurre desde la puesta en marcha del reactor hasta que la concentración de xenón alcanza el equilibrio?
- 4) ¿Cuánto tiempo transcurre tras la parada del reactor hasta que la concentración de  $^{135}\text{Xe}$  alcanza su valor máximo? ¿Cuál es el valor máximo esperado de reactividad negativa?
- 5) Establezca normas sencillas para la puesta en marcha segura del reactor tras una parada de emergencia.
- 6) Explique el efecto del quemado del combustible en la operación del reactor. Desde un punto de vista operacional, ¿qué limita la vida útil del combustible?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre los ejercicios de efectos a largo plazo en la bibliografía.

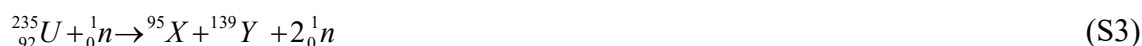
## 10. CALIBRACIÓN DE LA POTENCIA DEL REACTOR

### 10.1. ANTECEDENTES

La calibración de la potencia del reactor está estrechamente relacionada con la operación segura de un reactor de investigación. Una calibración bien afinada de las señales neutrónicas medidas por el sistema de I+C con la potencia térmica resulta esencial, en particular, para los reactores de investigación en los que la temperatura del moderador y del refrigerante aumentan significativamente durante el funcionamiento habitual. La calibración de la potencia del reactor, junto con la calibración de los sistemas de detección de neutrones, se realiza periódicamente en todos los reactores de investigación. Por lo general, se realiza al menos una vez al año o después de todo cambio significativo en la configuración del reactor, como la recarga de combustible o tras un cambio en la posición de los detectores.

### 10.2. TEORÍA

La fisión de  $^{235}\text{U}$  produce una gran cantidad de energía, pero no toda la energía liberada puede recuperarse posteriormente en un reactor como fuente de calor. La energía liberada por la fisión de  $^{235}\text{U}$  puede determinarse a partir del balance de masas antes y después de la fisión y su equivalente en energía. Por ejemplo, el esquema (S3) muestra el caso en que  $^{235}\text{U}$  se divide en dos productos de fisión  $^{95}\text{X}$  y  $^{139}\text{Y}$  con la producción de dos neutrones:



Antes del proceso de fisión, la masa total de  $^{235}\text{U}$  y el neutrón incidente se puede determinar como una suma de 235,124 uma ( $^{235}\text{U}$ ) y 1,008665 uma ( $^1n$ ), que es igual a 236,132665 uma, donde *uma* es la unidad de masa atómica. Después de la fisión, la masa total de los productos de fisión y de dos neutrones liberados puede determinarse como una suma de 94,945 uma ( $^{95}\text{X}$ ), 38,955 uma ( $^{139}\text{Y}$ ) y 2,01733 uma ( $2^1n$ ), que es igual a 235,91733 uma. Por lo tanto, la pérdida de masa tras la fisión es de 0,215335 uma, lo que equivale a 200,818 MeV. Otros tipos de fisión del  $^{235}\text{U}$  producen una pérdida de masa similar con una energía liberada media de 200 MeV.

La distribución de la energía liberada y recuperable de la fisión del  $^{235}\text{U}$  se muestra en el cuadro 11.

CUADRO 11. ENERGÍA LIBERADA Y RECUPERABLE DE LA FISIÓN DE  $^{235}\text{U}$  [18]

Forma de energía	Energía liberada (MeV)	Energía recuperable (MeV)
Fragmentos de fisión de energía cinética	168	168
Decaimiento de los productos de fisión:	8	8
- Rayos beta	7	7
- Rayos gamma	12	—
- Neutrinos	—	—
Rayos gamma instantáneos	7	7
Neutrones de fisión (energía cinética)	5	5
Captura de rayos gamma	—	3-12
TOTAL	207	198-207

Como es evidente, no toda la energía liberada puede recuperarse posteriormente. La energía de los neutrinos no puede recuperarse, pero, debido a la captura adicional de rayos gamma en el núcleo del reactor, la energía recuperable es casi igual a la energía liberada. Considerando una energía recuperable de 200 MeV por fisión de  $^{235}\text{U}$ , la recuperación de 1 MW de potencia térmica necesita unas  $3,125 \times 10^{16}$  fisiones/s según la ecuación (61):

$$P = 1 \text{ MW} \times \frac{10^6 \text{ joules}}{\text{MWs}^{-1}} \times \frac{\text{fisión}}{200 \text{ MeV}} \times \frac{\text{MeV}}{1.60 \times 10^{-13} \text{ joule}} = 3.125 \times 10^{16} \frac{\text{fisiones}}{\text{s}} \quad (61)$$

La relación entre la potencia térmica y el flujo neutrónico puede determinarse a partir de la siguiente ecuación:

$$P(t) = \Sigma_f E_r V \varphi(t) \quad (62)$$

donde

- $P$ : potencia térmica de un reactor
- $\Sigma_f$ : sección eficaz macroscópica de fisión
- $E_r$ : energía recuperable de la fisión de  $^{235}\text{U}$
- $V$ : volumen del núcleo del reactor
- $\varphi(t)$ : flujo neutrónico dependiente del tiempo

Cuando el reactor se encuentra en estado estacionario, la ecuación (62) puede reescribirse como sigue:

$$\bar{P} = \bar{\Sigma}_f E_r V \bar{\varphi} \quad (63)$$

donde

- $\bar{P}$ : potencia térmica media en reactor en estado estacionario
- $\bar{\Sigma}_f$ : media de la sección eficaz macroscópica de fisión en estado estacionario
- $\bar{\varphi}$ : flujo neutrónico medio en reactor en estado estacionario.

La ecuación (63) puede reducirse a su forma simple de la siguiente manera:

$$\bar{P} = K \bar{\varphi} \quad (64)$$

La medición de la relación entre el flujo neutrónico y la potencia térmica, o calibración de la potencia del reactor, puede realizarse por varios métodos, pero los más utilizados son dos: el método calorimétrico y el método de balance de calor.

#### 10.2.1.1. El método calorimétrico

El método calorimétrico de calibración de la potencia del reactor se basa en la evolución de la temperatura del agua en la piscina o tanque del reactor durante la operación habitual del reactor. Este método es similar al que se aplica para determinar un equivalente térmico no nuclear convencional en un sistema calorimétrico con calentador eléctrico. Cuando se opera un reactor de investigación a una potencia constante  $P$ , el calor nuclear producido por la fisión da lugar a un aumento de la temperatura  $dT$  durante el intervalo de tiempo  $dt$ , como sigue:

$$P = K_I \frac{dT}{dt} \quad (65)$$

donde  $K_I$  es la constante de capacidad calorífica. En el ejercicio en condiciones reales en un reactor, la expresión diferencial de la ecuación (65) se sustituye por incrementos discretos de temperatura y tiempo,  $\Delta T$  y  $\Delta t$  respectivamente, y la ecuación (64) se utiliza en la forma:

$$P = K_I \frac{\Delta T}{\Delta t} \quad (66)$$

La constante de capacidad calorífica  $K_I$  puede determinarse a partir de la siguiente ecuación:

$$K_I = \rho_w V_w c_{Pw} \quad (67)$$

donde

$\rho_w$ : densidad del agua

$V_w$ : volumen de agua de la piscina (o tanque) del reactor

$c_{Pw}$ : capacidad calorífica específica del agua

En la figura 18 se muestra un ejemplo de ejercicio de calibración de la potencia del reactor en un TRIGA de 100 kW. La figura muestra que la temperatura del agua aumenta linealmente con el tiempo cuando el reactor funciona a potencia constante. La pendiente del trazo en la gráfica es la determinación experimental de  $K_I$  en la ecuación (67).

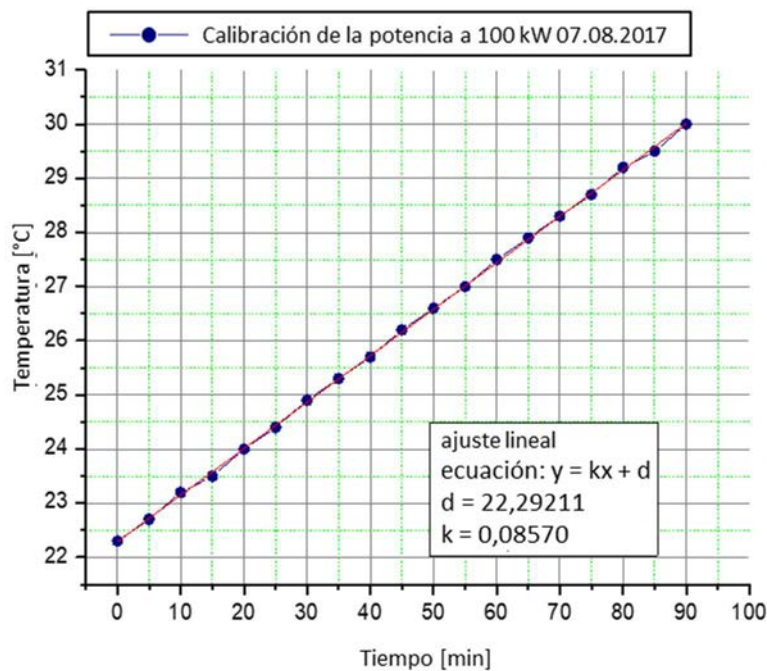


Fig. 18. Un ejemplo de ejercicio de calibración de la potencia del reactor a 100 kW. Cortesía del Atominstytut, Universidad Técnica de Viena (Austria).

#### 10.2.1.2. El método del balance de calor

El método del balance de calor para calibrar la potencia del reactor se utiliza principalmente en los reactores de investigación con una potencia térmica superior a 1 MW. El método se basa en

la medición del calor que se elimina de la piscina (o tanque) del reactor a través del sistema de refrigeración primario del reactor. Si la temperatura del agua en una piscina (o tanque) es cercana a la temperatura del aire y a la temperatura del suelo en la sala del reactor, el balance térmico, es decir, la potencia térmica  $P$  de un reactor de investigación, viene dada del siguiente modo:

$$P = \dot{m} c_{Pw}(T_{SALIDA} - T_{ENTRADA}) \quad (68)$$

donde

$\dot{m}$ : caudal de agua del circuito de refrigeración  
 $c_{Pw}$ : capacidad calorífica específica del agua  
 $T_{ENTRADA}, T_{SALIDA}$ : temperatura de entrada en la piscina (o tanque) y de salida de la piscina (o tanque), respectivamente

### 10.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Este ejercicio se enmarca en el grupo de ejercicios de física de reactores. Los objetivos de aprendizaje y la información sobre la idoneidad para diferentes grupos de estudiantes son similares a los descritos en la sección 6.3.

Los ejercicios de calibración de la potencia del reactor pueden llevarse a cabo en reactores de investigación de potencia superior a 50 kW, en los que el aumento de las temperaturas del moderador y del refrigerante pueden medirse durante la operación habitual del reactor. No suele requerirse instrumentación experimental específica para llevar a cabo ejercicios de calibración de la potencia del reactor en los reactores de investigación. Para realizar este ejercicio, se necesita un reactor y su tecnología habitual, así como detectores de neutrones adecuados, un juego de termómetros y un caudalímetro.

Este ejercicio es apropiado para programas de grado, maestría y doctorado. Es un ejercicio adecuado para estudiantes que se especializan en un plan de estudios de ingeniería nuclear, así como para estudiantes que cursan planes de estudios con una especialización principal en ingeniería. El nivel del ejercicio puede ajustarse en función de la formación del alumnado y de los objetivos pedagógicos, desde el nivel básico al intermedio.

Los dos métodos normalizados para la calibración de la potencia, es decir, los métodos calorimétrico y de balance de calor, descritos en la sección 10.2 y en esta directriz de la sección 10.4 son principalmente ejercicios de nivel básico. La duración del ejercicio sobre el método calorimétrico suele ser entre una hora y hora y media. La duración del ejercicio sobre el método de balance de calor suele oscilar entre dos y tres horas, ya que es necesario alcanzar el equilibrio de la temperatura del núcleo y del circuito de agua.

### 10.4. EJERCICIO DE CALIBRACIÓN DE LA POTENCIA DEL REACTOR

#### 10.4.1. Objetivo

Como se indica en la sección 10.1, la calibración de la potencia del reactor es un aspecto importante para la operación segura de los reactores nucleares. En efecto, la medición de la potencia del reactor mediante detectores de neutrones requiere una calibración periódica para determinar la relación entre la tasa de recuento o la corriente medida por los distintos sistemas de detección de neutrones y la potencia térmica del reactor.

El objetivo de este ejercicio es establecer la potencia del reactor térmico, que puede utilizarse posteriormente para comprobar y ajustar la configuración de los sistemas de detección de neutrones. Además, se puede tratar en clase la importancia de una configuración adecuada de los sistemas de detección de neutrones en relación con el sistema de protección del reactor y los sucesos de inserción de reactividad. Por ejemplo, este sistema activa el sistema de parada del reactor si la potencia del reactor supera el umbral superior permitido para la operación segura del reactor, es decir, la potencia nominal más un margen fijo que suele situarse entre el 10 % y el 20 %.

#### **10.4.2. Equipos y condiciones**

Para llevar a cabo la calibración de potencia debería obtenerse un aumento medible de las temperaturas del moderador y del refrigerante durante la operación del reactor en estado estacionario a la potencia nominal o a un nivel de potencia inferior.

De hecho, la constante  $K$  de la ecuación (64) obtenida a partir del experimento incluye el efecto de la constante de capacidad calorífica y algunas pérdidas de energía a través de los límites del sistema (pared y superficie de la piscina o tanque). En la calibración real de la potencia del reactor, donde los límites de la piscina o tanque no están totalmente aislados, el valor  $K$  utilizado en el cálculo de la potencia del reactor puede no ser el mismo que el dado en la ecuación (67) por el producto de la densidad del agua, el volumen de agua de la piscina o tanque y el calor específico del agua de la piscina o tanque.

En el método calorimétrico, el reactor debería estar equipado con uno o varios termómetros para medir la temperatura del refrigerante.

Al aplicar la técnica de balance de calor, el reactor debería estar equipado con termómetros que midan la temperatura del refrigerante a la entrada y a la salida del núcleo, así como con un caudalímetro. También se utilizan sistemas de detección de neutrones para controlar la potencia del reactor y mantenerla a un nivel constante durante los ejercicios. Los reactores suelen estar equipados con este tipo de sistemas de medición, por lo que, en la mayoría de los casos, no se necesita ningún equipo adicional especial para este ejercicio. No obstante, pueden instalarse termómetros adicionales para el ejercicio con el fin de disponer de mediciones más precisas o múltiples. La instalación de un agitador en la piscina puede mejorar significativamente la homogeneidad de la distribución de la temperatura en ella, lo que permitiría una medición más precisa.

#### **10.4.3. Metodología**

Los métodos calorimétricos y de balance de calor aquí descritos son aplicables a los reactores refrigerados por agua.

##### *10.4.3.1. Calibración de la potencia por el método calorimétrico*

En este ejercicio, la potencia del reactor se determina midiendo el aumento de la temperatura del agua durante un período de tiempo determinado. Suponemos que el núcleo se encuentra en un recipiente (tanque o piscina) lleno de agua.

Siempre que sea posible, las condiciones experimentales deberían reducir al mínimo la pérdida de calor del recipiente de agua hacia los alrededores (blindaje de hormigón, piscina secundaria). Para ello, la temperatura inicial del agua debería ajustarse a la temperatura de su entorno. El nivel de agua del recipiente debería ajustarse a un valor normalizado que guarde



correspondencia con el volumen normalizado de agua para el que se ha establecido la capacidad calorífica del reactor de investigación.

Para realizar el ejercicio, se desconecta el sistema de refrigeración por agua, es decir, la convección es natural. Se puede instalar un agitador adecuado en el recipiente de agua de modo que la medición del cambio de la temperatura del agua sea precisa y representativa del cambio global de la temperatura del agua, y no del cambio local en las proximidades de los termómetros.

Se aumenta la potencia del reactor y se estabiliza a un nivel de potencia determinado. Este nivel debería garantizar un calentamiento significativo del agua, ya que la precisión de la calibración depende de la amplitud del cambio de temperatura del agua. En los reactores de potencia media, es habitual realizar el ejercicio a la potencia nominal del reactor.

Al realizar el ejercicio, se registra el aumento de la temperatura del agua  $T$  durante un intervalo que garantice una determinación adecuada de la tasa de aumento de la temperatura  $\Delta T/\Delta t$ , es decir, por lo general, durante una hora. Puede utilizarse el cuadro 12 o similar para recopilar los datos necesarios para el experimento. El cuadro supone que se han instalado tres termómetros en distintas posiciones del recipiente de agua.  $\Delta T/\Delta t$  puede determinarse mediante ajuste con una inspección visual de la gráfica de la temperatura media con el tiempo, o utilizando un programa informático para procesar los datos. Desde un punto de vista pedagógico, es aconsejable que el alumnado trace la curva en un papel milimetrado paso a paso durante el ejercicio.

A partir del valor  $\Delta T/\Delta t$ , el alumnado puede establecer la potencia del reactor y comprobar este valor medido con el valor dado por los sistemas de I+C del reactor. El ejercicio debería incluir preguntas sobre la necesidad de calibrar periódicamente el sistema de I+C, para que el sistema muestre un valor exacto de la potencia. El resultado suele ser la configuración adecuada de los factores de calibración que relacionan las señales emitidas por los detectores de neutrones con la potencia. También es necesario establecer y tratar en clase la incertidumbre relacionada con la medición de la potencia.

CUADRO 12. EJEMPLO DEL CUADRO QUE SE RELLENA EN EL EJERCICIO CALORIMÉTRICO

FECHA:	Hora inicio exp.		Hora fin exp.:	
Nivel del agua				
Sistema de refrigeración	Desconectado			
Tiempo (min)	$T_1$ (°C)	$T_2$ (°C)	$T_3$ (°C)	Media $T$ (°C)
0				
2				
4				
6				
8				
[...]				
60				

Para realizar el ejercicio calorimétrico, también se puede medir experimentalmente la capacidad calorífica de un reactor, lo cual puede llevarse a cabo de dos maneras:

- a) pueden instalarse calentadores con una potencia conocida (normalmente, unas decenas de kW) en la piscina o tanque para establecer la capacidad calorífica mediante la medición de la  $\Delta T/\Delta t$  resultante. Para este ejercicio adicional, el reactor debería pararse, y
- b) una vez realizada la calibración de la potencia mediante el método de balance de calor, se puede configurar el reactor a una potencia diferente para establecer su capacidad calorífica.

#### 10.4.3.2. Calibración de la potencia por el método de balance de calor

En este ejercicio, el reactor funciona a potencia constante en convección forzada, es decir, con un caudal de agua de refrigeración constante en los sistemas de refrigeración. Cuando se alcanza el equilibrio térmico, la diferencia de temperatura del agua a la entrada y a la salida del núcleo se utiliza para establecer la potencia del reactor según la ecuación (68).

Supongamos que el núcleo se encuentra en un recipiente (tanque o piscina) lleno de agua. Al igual que en el ejercicio anterior, las condiciones experimentales deberían reducir al mínimo las pérdidas de calor del recipiente de agua hacia los alrededores (blindaje de hormigón, piscina secundaria).

El ejercicio se realiza con el sistema de refrigeración por agua conectado, es decir, en convección forzada, con el caudal nominal. Los termómetros que miden las temperaturas de entrada y salida deberían situarse en las posiciones que garanticen la medición más precisa de la temperatura.

La potencia del reactor se aumenta y se estabiliza a un nivel de potencia determinado que garantice una diferencia significativa de la temperatura del agua entre la entrada y la salida, ya que la precisión de la calibración depende de la amplitud del cambio de temperatura del agua. En los reactores de potencia media, es habitual realizar el ejercicio a la potencia nominal del reactor.

Aunque la determinación de la potencia se basa únicamente en la medición de la temperatura de entrada y de salida cuando el reactor ha alcanzado el equilibrio térmico, el registro de la evolución de los parámetros durante el establecimiento del equilibrio hará que el ejercicio sea más dinámico. En la mayoría de reactores, para alcanzar el equilibrio térmico se requieren entre una y dos horas. El cuadro 13 ofrece un ejemplo del que puede utilizar el alumnado a fin de recopilar los datos necesarios para el ejercicio. Cuando se alcanza el equilibrio, el valor de  $\Delta T$  y el caudal se utilizan para establecer la potencia del reactor. Al igual que con el método anterior, el ejercicio puede incluir un debate sobre la necesidad de calibrar periódicamente el sistema de I+C, así como sobre la incertidumbre relacionada con esta calibración.

CUADRO 13. EJEMPLO DE CUADRO QUE PUEDE RELLENARSE PARA EL EJERCICIO SOBRE EL BALANCE DE CALOR

FECHA:	Hora inicio exp.		Hora fin exp.:
Caudal de agua			
Sistema de refrigeración	Conectado		
Tiempo (min.)	$T_{entrada}$ (°C)	$T_{salida}$ (°C)	$\Delta T$ (°C)
0			
5			
10			
15			
20			
[...]			
120			

#### 10.4.4. Consideraciones de seguridad

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Corresponde aplicar los procedimientos habituales de operación del reactor hasta la potencia nominal. La operación del reactor en convección natural para el experimento calorimétrico puede estar sujeta a ciertas limitaciones de potencia de funcionamiento que guardan relación con la temperatura máxima del combustible o del agua de refrigeración.

Al instalar dispositivos adicionales, como termómetros y agitadores, debería prestarse atención a los posibles cambios inducidos por la reactividad del núcleo, al riesgo de caída de objetos extraños al núcleo y al riesgo relacionado con la activación neutrónica y la contaminación de los dispositivos.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, también deberían tenerse en cuenta los riesgos adicionales relacionados con la activación y contaminación de los dispositivos.

#### 10.4.5. Documentación

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- antecedentes: potencia neutrónica y térmica de un reactor, termohidráulica relacionada con los métodos calorimétricos y de balance de calor;
- esquema del núcleo y la piscina que muestre la posición de los termómetros, el calentador y el agitador, en función de los ejercicios;
- procedimiento detallado para realizar la tarea, incluida una descripción de la instalación de equipos adicionales y los cuadros que se cumplimentarán con los datos registrados. Para el experimento calorimétrico, debería conocerse la capacidad calorífica del reactor;

- d) papel milimetrado o aplicación informática para trazar las curvas, e
- e) información y normas específicas relacionadas con la experimentación: por ejemplo, normas relacionadas con la instalación de los dispositivos.

#### **10.4.6. Preguntas al alumnado**

El siguiente conjunto de preguntas puede servir para obtener una primera evaluación de los resultados de aprendizaje:

- 1) Describa brevemente los dos métodos (calorimétrico y de balance de calor) que pueden utilizarse para calibrar la potencia.
- 2) Explique las incertidumbres relacionadas con la medición de la potencia térmica.
- 3) ¿Qué tipo de experimentos pueden realizarse para determinar la capacidad calorífica de un reactor?
- 4) ¿Por qué es importante realizar periódicamente una calibración de la potencia que permita ajustar correctamente el factor de calibración que relaciona la señal de los sistemas de detección de neutrones y la potencia real del reactor?
- 5) ¿Cuáles podrían ser las consecuencias de un ajuste erróneo de este factor de calibración en el sistema de protección del reactor?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre los ejercicios de calibración de la potencia de los reactores en la bibliografía.

## 11. ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA

### 11.1. ANTECEDENTES

El análisis por activación neutrónica (AAN) es una técnica analítica no destructiva basada en la medición de la radiación característica de los radionucleidos formados directa o indirectamente por la irradiación neutrónica de un material. Se trata de una técnica generalmente utilizada para determinar cualitativa y cuantitativamente la composición de los materiales, incluida la medición de impurezas u oligoelementos.

El AAN goza de un uso extendido en arqueología, geología, biomedicina, ciencias de la tierra, análisis de productos industriales, investigación nutricional, ciencias de la salud y ciencias forenses, entre otros ámbitos. La técnica permite analizar una amplia gama de objetos, como artefactos arqueológicos, suelos, minerales, rocas, aerosoles atmosféricos, polvo en muestras de hielo, anillos de crecimiento de árboles, hierbas, plantas, pelo humano o animal, uñas, piel y muchos otros. Se pueden medir muestras con masas comprendidas entre unos microgramos y varios kilogramos.

El AAN también desempeña una función importante en la ciencia neutrónica, donde se utilizan diversos tipos de muestras, como láminas o filamentos metálicos, para la investigación básica o aplicada, como, por ejemplo, para la medición de los datos nucleares de diversas reacciones nucleares. En la física de reactores, el AAN se utiliza ampliamente para la caracterización del flujo neutrónico en los núcleos de los reactores de investigación (véase la sección 5.2).

### 11.2. TEORÍA

En principio, para el AAN puede utilizarse toda fuente de neutrones con una tasa de liberación o flujo neutrónico suficiente, como los generadores o aceleradores de neutrones, diversas fuentes de neutrones radiactivas, así como los reactores de investigación. Cuando una muestra del material estudiado se carga en un puerto de irradiación del reactor de investigación, los neutrones del núcleo interactúan con los isótopos estables de la muestra y pueden producir isótopos inestables. Estos isótopos inestables pueden decaer mediante la liberación de rayos gamma que, tras descargar la muestra del núcleo, se miden en un sistema de espectrometría para distinguir las líneas de rayos gamma, que son específicas de los isótopos radiactivos presentes en la muestra. Mediante el análisis de las líneas de rayos gamma detectadas, se determinan los isótopos estables originales presentes en la muestra, tanto cualitativa como cuantitativamente. En la figura 19 puede verse un esquema de los principales procesos del AAN.

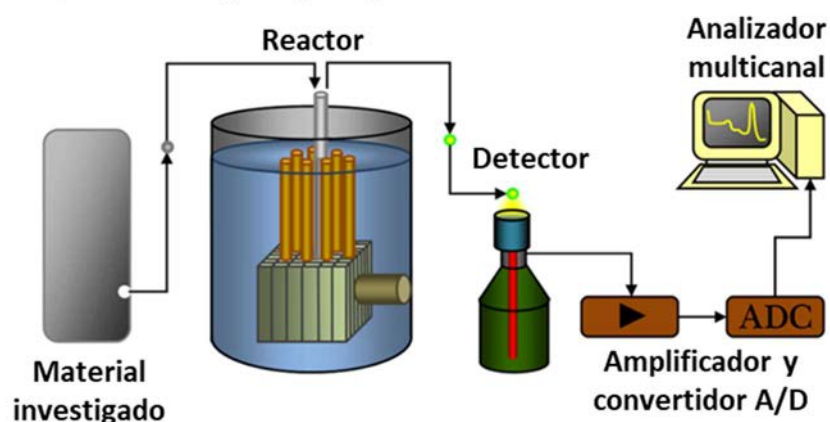


Fig. 19. Disposición esquemática de los principales procesos en el análisis por activación neutrónica. Cortesía de la Universidad Técnica Checa de Praga (República Checa).

En el momento de la medición, la actividad de los radionucleidos puede calcularse mediante la siguiente ecuación:

$$A(t_M) = \Phi \sigma N_0 (1 - e^{-\lambda t_R}) e^{-\lambda t_M} \quad (69)$$

donde

$A(t_M)$ : actividad, función del tiempo

$\Phi$ : flujo neutrónico

$\sigma$ : sección eficaz de absorción del isótopo inicial

$N_0$ : número de isótopos iniciales

$\lambda$ : constante de decaimiento radiactivo del isótopo resultante

$t_R$ : tiempo de irradiación

$t_M$ : intervalo de tiempo entre el término de la irradiación y el comienzo de la medición, es decir,  $t_M = 0$  cuando se detiene la irradiación de la muestra

El análisis del espectro gamma permite determinar cualitativamente la composición de la muestra. n nucleido radiactivo puede detectarse a partir del espectro gamma con dos tipos diferentes de información:

- 1) energías de los picos de energía gamma total producidos por la activación, y
- 2) vida media del pico o picos de energía total producidos por la activación.

Es habitual realizar varias mediciones de la misma muestra irradiada: poco después de la irradiación, pasados unos días y, por último, unas semanas más tarde, lo que permite determinar los radionucleidos de vida corta, media y larga, respectivamente. Con fines pedagógicos, la medición debería realizarse inmediatamente después de la irradiación; en ese caso, la sensibilidad a los isótopos de vida corta es mayor.

A partir del espectro recogido de las muestras (que pueden ser de composición compleja) es necesario buscar, manualmente o mediante herramientas informáticas, el isótopo que presente la combinación adecuada de pico de energía total y vida media. Con fines pedagógicos, deberían utilizarse muestras de composición simple para ilustrar la técnica de una forma sencilla. También se pueden utilizar ejemplos de aplicaciones concretas para ilustrar la técnica, como en los cosméticos, en los que se buscaría Zn, o en el acero, en el que se buscaría Mn.

La determinación cuantitativa de la composición de muestras complejas requiere una sólida base teórica y experiencia, por lo que este tipo de determinación no suele realizarse en ejercicios con fines didácticos, salvo en el marco de proyectos académicos o de investigación.

### 11.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Los ejercicios relacionados con la aplicación del AAN en diversos campos son muy adecuados para el alumnado que se especializa en alguna ciencia neutrónica, en las aplicaciones de los neutrones o en técnicas analíticas nucleares en los tres niveles académicos: grado, maestría y doctorado.

El nivel de los ejercicios puede ser básico, intermedio o avanzado, lo que dependerá del nivel de conocimientos del alumnado. Los ejercicios de AAN también son adecuados para el alumnado con una especialización principal en campos diversos, como arqueología, biología, ciencias de la

tierra o del medio ambiente, en combinación con una especialización secundaria en el uso de técnicas analíticas nucleares en programas de maestría y doctorado. El nivel de los ejercicios puede ajustarse en función de la formación del alumnado y de los objetivos pedagógicos.

En el nivel básico, el ejercicio es adecuado para alumnado con conocimientos básicos sobre la interacción de los neutrones con la materia, la radiactividad y la detección de radiaciones. Con este alumnado, la caracterización del flujo neutrónico puede llevarse a cabo como un uso específico de la técnica del AAN. Pueden utilizarse conocimientos adicionales sobre la física de los reactores para analizar los resultados obtenidos sobre la distribución del flujo neutrónico en el núcleo del reactor. La duración de un ejercicio de este tipo es de entre una y dos horas.

En el nivel intermedio, el ejercicio puede realizarse con alumnado que posea conocimientos adicionales básicos sobre espectrometría gamma. En este caso, se pueden activar muestras en el reactor para estudiar el espectro gamma y describir la composición de muestras simples que se elegirán en función del objetivo pedagógico final: un propósito general o una aplicación específica, como estudios medioambientales. La duración de un ejercicio de este tipo suele ser de tres horas.

En el nivel avanzado, pueden estudiarse aplicaciones especiales. Se necesitan conocimientos adicionales para realizar un análisis exhaustivo de los resultados de los AAN. Los ejercicios pueden realizarse en un día, como demostración, o articularse como microproyecto.

Para realizar ejercicios basados en la aplicación de la técnica del AAN en los reactores de investigación, se requiere instrumentación experimental especializada. El reactor se utiliza como fuente de neutrones para la irradiación, es decir, la activación de la muestra. Para el AAN, se necesita un sistema de espectrometría de rayos gamma adecuado. Un sistema habitual de espectrometría de rayos gamma consta de un detector semiconductor de germanio, un preamplificador, una fuente de alimentación de alta tensión, un convertidor analógico-digital, un analizador multicanal, una computadora y un programa informático que procure el análisis y la interpretación del espectro de rayos gamma.

Los reactores de investigación son herramientas excelentes para la enseñanza relacionada con los principios básicos del AAN, así como para obtener experiencia práctica relacionada con esta técnica analítica y sus aplicaciones. El AAN puede aplicarse utilizando reactores de investigación de potencia nominal igual o superior a unos pocos kW. El flujo neutrónico será una limitación para aplicar esta técnica a elementos específicos. Mientras que, a baja potencia, es decir, con un bajo flujo neutrónico, algunos elementos no pueden medirse, a partir de una potencia de aproximadamente 1 MW y superior, pueden estudiarse casi todos los elementos.

## 11.4. EJERCICIO DE ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA

### 11.4.1. Objetivo del ejercicio

El objetivo de este ejercicio es aprender y comprender la aplicación del AAN en el marco de diversas técnicas analíticas nucleares, así como su uso en diferentes campos de la ciencia y la tecnología. Una comprensión clara de los principios básicos del AAN, sus ventajas y limitaciones es un requisito previo para quienes estén dispuestos a utilizar esta poderosa técnica en arqueología, geología, biomedicina, ciencias de la tierra, ciencias forenses u otras disciplinas.

### 11.4.2. Equipos y condiciones

Para realizar el AAN suelen requerirse reactores de investigación con una potencia superior a 1 kW debido a las limitaciones de activación de las muestras. El número de elementos que puede estudiarse se ampliará con reactores de mayor potencia y, a partir de 1 MW, puede estudiarse la mayoría de ellos.

El reactor debería estar equipado con un lugar en el que se pueda colocar la muestra para su irradiación. Para poder obtener información cuantitativa mediante el AAN, es importante conocer adecuadamente el flujo neutrónico en esta posición.

En el marco de la enseñanza, cuando esto es posible, resulta pedagógicamente interesante que el alumnado participe en la preparación de la muestra, en su carga y descarga en el reactor y en el proceso de medición. Además de estas actividades, también pueden incluirse aspectos de protección radiológica relacionados con el cálculo de la tasa de dosis prevista de las muestras y su valor real medido tras la irradiación.

El canal de irradiación o el puerto de haz pueden estar equipados con un sistema de transferencia neumática que permite que la muestra se cargue y descargue rápidamente desde el lugar de irradiación. Dependiendo de la velocidad máxima del sistema de transferencia, puede ser posible buscar isótopos con un período de desintegración muy corto (normalmente, inferior a 1 min). Por lo general, para fines didácticos, se eligen isótopos con un período de unos pocos minutos porque su desintegración puede estudiarse fácilmente en la duración de un ejercicio de medio día y también porque, utilizando una cantidad limitada de material y de tiempo de irradiación, la actividad de la muestra puede limitarse a valores compatibles con los requisitos de protección radiológica relacionados con la tasa de dosis de radiación.

En este ejercicio, puede utilizarse una gran variedad de elementos y materiales. El cuadro 14 muestra los períodos de desintegración y la energía de los rayos gamma de algunos elementos que pueden usarse como muestra en la elaboración de ejercicios para un programa didáctico sobre el AAN. Estas posibilidades presentan períodos de decaimiento del orden de unos pocos minutos. La cantidad de material a irradiar suele ser limitada, entre unos miligramos y unos pocos gramos, debido a los requisitos de radioprotección.

CUADRO 14. ELEMENTOS HABITUALES QUE PUEDEN USARSE EN LA PREPARACIÓN DE UN EJERCICIO SOBRE EL AAN

Elemento	Isótopo	Período (min)	Energía de los rayos gamma (MeV)
Magnesio	<sup>27</sup> Mg	9,46	844
Aluminio	<sup>28</sup> Al	2,32	1779
Titanio	<sup>51</sup> Ti	5,79	320
Vanadio	<sup>52</sup> V	3,75	1434
Cobre	<sup>66</sup> Cu	5,10	1039
Plata	<sup>110m</sup> Ag	0,4	658
Estaño	<sup>125m</sup> Sn	9,5	331
Platino	<sup>199</sup> Pt	31	543

Para la caracterización de la muestra, se pueden utilizar dos tipos diferentes de instrumentación. En la caracterización del flujo neutrónico, en la que es necesario caracterizar cuantitativamente la radiación liberada por la muestra, puede utilizarse un sistema de recuento preciso.



Si el experimento de AAN se realiza de forma exhaustiva para identificar el isótopo o isótopos presentes en una muestra, es necesario utilizar un sistema de espectrometría de rayos gamma.

### 11.4.3. Metodología

En la preparación del ejercicio participa personal con licencia para garantizar que el protocolo del experimento contempla los procedimientos y precauciones necesarios para que se lleve a cabo de forma segura.

La preparación de la muestra de AAN, la irradiación y la medición se suelen llevar a cabo siguiendo estos pasos:

- a) se configura el sistema de espectrometría de rayos gamma para el experimento. Se pueden utilizar fuentes normalizadas para calibrar el sistema;
- b) antes de realizar el ejercicio, se adquiere un espectro de la muestra para caracterizar su estado inicial de actividad;
- c) si es posible, es decir, si se tiene de antemano un conocimiento aproximado de los materiales de la muestra, se estima el tiempo de irradiación necesario en función de la masa de la muestra, el flujo y el espectro neutrónico y la actividad deseada.
- d) durante un período de tiempo predeterminado, se irradia la muestra de ensayo en una posición de irradiación adecuada y bien caracterizada. Se registra la hora de inicio y fin de la irradiación;
- e) se espera el tiempo necesario para que la muestra decaiga hasta un nivel de actividad que permita su manipulación y medición;
- f) se coloca la muestra de ensayo en el sistema de medición. La manipulación de la muestra irradiada y su transferencia al sistema de medición están sujetas a los procedimientos normalizados de protección radiológica, y
- g) se adquiere el espectro de la muestra irradiada. Se registra la hora de inicio y la duración de la adquisición. La adquisición puede repetirse a diferentes intervalos de tiempo para facilitar la identificación de los isótopos según su vida media.

A continuación, se analiza el espectro en función de los números de canal de los picos de energía total y otras características útiles, como los picos de escape simple o los bordes Compton, así como la integral neta de cada pico de energía total. La variación con el tiempo de la integral neta de cada pico puede utilizarse para determinar la vida media del isótopo responsable del pico.

Utilizando la energía del pico y la correspondiente vida media se pueden identificar los isótopos radiactivos presentes en la muestra utilizando diferentes fuentes, por ejemplo, las referencias a . También pueden utilizarse programas informáticos de procesamiento específicos para identificar los isótopos correspondientes a cada pico.

A continuación, es posible retroceder a partir de cada isótopo radiactivo para identificar el isótopo o isótopos originales antes de la activación de la muestra. Para ello, se utilizan cuadros que dan la abundancia isotópica natural y las secciones eficaces de activación .

Pueden realizarse otras investigaciones referidas al cálculo y análisis de errores para ambos parámetros, es decir, la vida media y la energía.

#### **11.4.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

Es necesario tomar precauciones especiales para garantizar la manipulación segura de las muestras irradiadas. Desde el punto de vista de la protección radiológica, debería considerarse el riesgo adicional debido a la manipulación de las muestras después de su irradiación y durante su caracterización. Puede ser necesario dejar un intervalo de tiempo mínimo entre la irradiación de la muestra y su retirada del sistema de irradiación. Esto dependerá en gran medida de las características de la muestra.

Desde el punto de vista de la seguridad física o las salvaguardias, la manipulación e irradiación de material nuclear, como las muestras que contienen uranio, pueden estar sujetas a normas y restricciones específicas.

Los riesgos asociados a este uso habitual de los reactores de investigación suelen ser bajos. Una pérdida de las barreras de la caja de irradiación podría provocar lo siguiente:

- a) contaminación radiactiva del personal de operación y de los experimentadores, así como riesgo de contaminación del laboratorio de análisis (en caso de pérdida de integridad de las muestras irradiadas);
- b) riesgo de exposición a la radiación en caso de bloqueo del sistema de transferencia de muestras que contiene las cajas de irradiación en un tubo neumático o hidráulico, y
- c) riesgo de contaminación de las estructuras internas del reactor en caso de calentamiento excesivo de las muestras irradiadas, con la consiguiente pérdida de su integridad y la posible destrucción de las cajas.

Las disposiciones y medidas que deben aplicarse para prevenir los riesgos antes mencionados deberían indicarse en los límites y condiciones operacionales y en los procedimientos operacionales. La lista de materiales que está prohibido irradiar en el reactor (como el mercurio, debido a sus propiedades corrosivas) también debería incluirse en los límites y condiciones operacionales.

#### **11.4.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, pueden entregarse al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: activación neutrónica y espectrometría gamma;
- b) descripción del reactor y de sus capacidades de irradiación: irradiación del núcleo, puerto de haz, sistema neumático de transferencia de muestras;
- c) procedimiento detallado para la irradiación de muestras, incluidas las cuestiones de protección radiológica;
- d) características del flujo neutrónico en el lugar de irradiación de la muestra;
- e) procedimiento detallado para la configuración y calibración del sistema de detección, para la medición de las muestras, así como para el análisis de los espectros, que puede incluir el uso de programas informáticos de interpretación, y
- f) cuadros con las propiedades de los nucleidos para el análisis de los espectros.

#### 11.4.6. Preguntas al alumnado

Las siguientes preguntas proporcionan una breve evaluación de la comprensión de la técnica:

- 1) Explique los principios de la técnica del AAN y proporcione un ejemplo de la información que puede obtenerse con esta técnica en la caracterización de las muestras.
- 2) Explique el procedimiento de detección de isótopos y su fundamento.
- 3) ¿Por qué resulta de interés realizar la caracterización de la muestra tras diferentes tiempos de decaimiento?
- 4) ¿Qué tipo de isótopos se pueden medir si dejamos que la muestra se descomponga durante mucho tiempo?

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.

Puede obtener más información sobre el AAN en la bibliografía.

## 12. OTRAS APLICACIONES

### 12.1. ANTECEDENTES

Diversas aplicaciones de los neutrones ampliamente utilizadas en los reactores de investigación, como la radiografía neutrónica, la producción de radioisótopos, la química nuclear y radioquímica, la transmutación neutrónica y la geocronología, entre otras, tienen un gran potencial para la enseñanza de estudiantes de ciencias y aplicaciones neutrónicas. El alumnado que utiliza estas aplicaciones neutrónicas en diversos campos de la ciencia y la tecnología, como la arqueología, la geología, la paleogeología, la biología, las ciencias de la tierra o el medio ambiente, la agricultura, las aplicaciones industriales, la química nuclear y la radioquímica, entre otros, también puede formarse en los reactores de investigación.

Aparte del AAN, que se utiliza ampliamente en la enseñanza, las demás aplicaciones neutrónicas se utilizan poco en los programas educativos de nivel universitario. Por otro lado, el alumnado de maestría y doctorado que desarrolla sus tesis en una de las aplicaciones descritas en esta sección suele utilizar un reactor de investigación para ello.

Las aplicaciones descritas en esta sección pueden utilizarse para preparar ejercicios relacionados con la aplicación de neutrones que puedan así integrarse en un plan de estudios académico. Pueden programarse ejercicios didácticos para presentar las técnicas experimentales y sus aplicaciones potenciales o como una forma de realizar estudios o desarrollos aplicados con el uso de estas técnicas experimentales.

Aquí solo se describen brevemente los principios y requisitos de cada una de las aplicaciones tratadas en esta sección. En la referencia [6] podrán encontrar más detalles sobre las distintas aplicaciones.

### 12.2. TEORÍA

#### 12.2.1. Radiografía neutrónica

La radiografía neutrónica, también llamada *imagenología neutrónica*, es una técnica no destructiva para estudiar la estructura interna y la composición de artefactos y muestras. La radiografía neutrónica tiene amplios usos en diversas aplicaciones industriales y de investigación de materiales en relación con aleaciones, soldaduras, álabes de turbinas de motores, componentes electrónicos, explosivos, pilas de combustible de hidrógeno, combustible nuclear y estructura de las pastillas de combustible, entre muchos otros ámbitos. También se utiliza en el campo del patrimonio cultural, la arqueología, la paleontología, los estudios de la tierra y el medio ambiente, la biología y otras aplicaciones científicas y de investigación.

El principio básico de la radiografía neutrónica es similar al de la radiografía de rayos X. La técnica de obtención de imágenes de neutrones se basa en la absorción y dispersión de un haz de neutrones a su paso por un objeto. La estructura interna del objeto puede revelarse en una película o en una imagen digital de un sistema de procesamiento digital debido a las diferentes características de absorción y dispersión de las distintas estructuras internas del objeto.

Las imágenes tridimensionales de neutrones se denominan *tomografía neutrónica*. En este caso, al igual que en la tomografía computarizada de rayos X médicos, el objeto estudiado se dispone en una placa de rotación y se gira en pasos pequeños; mediante reconstrucción algorítmica se crea una imagen tridimensional a partir del conjunto de radiografías de neutrones tomadas en cada paso. La figura 20 muestra el esquema de un sistema de radiografía neutrónica.

Con fines científicos e industriales, la radiografía neutrónica se utiliza generalmente en reactores de investigación con una potencia nominal de un mínimo de varios cientos de kW, en los que la intensidad del haz de neutrones es superior a  $10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ , aproximadamente. No obstante, con fines pedagógicos, también pueden utilizarse reactores de menor potencia con flujos neutrónicos en el campo de irradiación del orden de  $10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$  para demostrar la técnica y sus ventajas sobre la radiografía de rayos X.

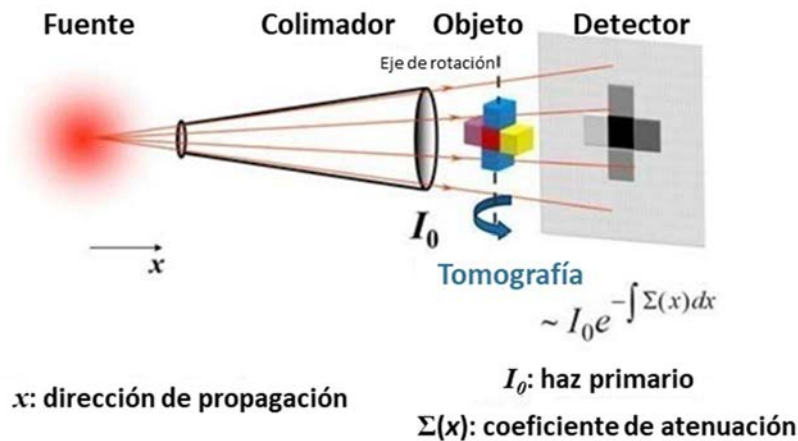


Fig. 20. Disposición esquemática de los principales procesos de la radiografía neutrónica. Cortesía de N. Kardjilov (HZB, Alemania).

Dado que la naturaleza de la interacción con la materia de los neutrones y los rayos X es muy diferente, ambas técnicas se complementan en gran medida. Los neutrones son eléctricamente neutros y pueden penetrar fácilmente la mayoría de los materiales, lo que permite investigar objetos de gran tamaño. Los neutrones interactúan enérgicamente con el hidrógeno y otros elementos ligeros, y la radiografía neutrónica es muy apropiada para la investigación de objetos que contienen hidrógeno, como, por ejemplo, todos los materiales orgánicos y muchos de importancia tecnológica (véase la figura 21). Por otro lado, la mayoría de los elementos pesados, como el hierro y el plomo, absorben débilmente los neutrones, lo que hace que las imágenes de neutrones sean ideales para estudiar la estructura interna de artefactos y componentes con materiales ligeros recubiertos de capas metálicas.



Fig. 21. Comparación de imágenes obtenidas con radiografía neutrónica (izquierda) y de rayos X (derecha). La radiografía neutrónica puede utilizarse para investigar objetos con materiales que contienen hidrógeno. Cortesía de la Universidad de Kindai (Osaka, Japón).

Las técnicas avanzadas de obtención de imágenes neutrónicas mediante neutrones fríos, junto con técnicas selectivas de energía y polarización, permiten visualizar la estructura interna cristalina, de deformación y magnética de las muestras. También es posible realizar radiografías dinámicas y en tiempo real.

Puede obtenerse más información sobre la radiografía neutrónica en la bibliografía.

### 12.2.2. Producción de radioisótopos y análisis con radiotrazadores

Los radioisótopos desempeñan un papel muy importante en la vida cotidiana. Se utilizan en una amplia gama de aplicaciones de la industria, la medicina, la agricultura, la enseñanza y la capacitación, así como en I+D. En la industria, los radioisótopos se utilizan principalmente como fuente de radiación gamma en pruebas no destructivas de soldadura de tuberías, tubos o diversas piezas tecnológicas de procesos industriales. En medicina, se utilizan para el diagnóstico, la terapia y la esterilización de instrumentos médicos. En agricultura, los radioisótopos se aplican, por ejemplo, para esterilizar semillas. Los radioisótopos con una vida media y una actividad específica adecuadas se utilizan en enseñanza y capacitación, así como en I+D para diversos ejercicios de irradiación o calibración.

En todas estas aplicaciones, los radiotrazadores también son de uso común, por ejemplo, en los procesos de ingeniería industrial, los sistemas de depuración de aguas residuales, las interconexiones de pozos petrolíferos y la caracterización de la energía geotérmica. La ventaja de los radiotrazadores es que permiten realizar estudios no invasivos de sistemas tanto estacionarios como dinámicos en situaciones de equilibrio y de fenómenos de transporte e intercambio para proporcionar información sobre el estado químico y físico de los elementos.

Los radioisótopos más utilizados para diversas aplicaciones son el  $^{60}\text{Co}$  y el  $^{192}\text{Ir}$ , que producen una fuerte radiación gamma adecuada para pruebas no destructivas, así como para la esterilización de instrumentos médicos o semillas. Los otros radioisótopos utilizados habitualmente en la industria son  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{47}\text{Sc}$ ,  $^{82}\text{Br}$ ,  $^{140}\text{La}$  y  $^{203}\text{Hg}$ .

El radioisótopo de diagnóstico más común en medicina es el  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ; otros radioisótopos utilizados habitualmente en medicina son  $^{32}\text{P}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{177}\text{Lu}$ ,  $^{153}\text{Sm}$ ,  $^{166}\text{Ho}$ ,  $^{169}\text{Er}$ ,  $^{177}\text{Lu}$ ,  $^{186}\text{Re}$  y  $^{188}\text{Re}$ .

En los reactores de investigación, los radioisótopos se producen principalmente a través de reacciones de  $(n, \gamma)$ ,  $(n, p)$  o de fisión. El cuadro 15 muestra ejemplos de reacciones habitualmente utilizadas para la producción de radioisótopos.

CUADRO 15. REACCIONES HABITUALMENTE UTILIZADAS PARA LA PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

Reacción	Ejemplo
$(n, \gamma)$	${}_{27}^{59}\text{Co} + {}_0^1n \rightarrow {}_{27}^{60}\text{Co} + \gamma$ ${}_{77}^{191}\text{Ir} + {}_0^1n \rightarrow {}_{77}^{192}\text{Ir} + \gamma$ ${}_{42}^{98}\text{Mo} + {}_0^1n \rightarrow {}_{42}^{99}\text{Mo} + \gamma$
Decaimiento de $(n, \gamma)$ y $\beta$	${}_{52}^{130}\text{Te} + {}_0^1n \rightarrow {}_{52}^{131*}\text{Te} + \gamma$ y ${}_{52}^{131*}\text{Te} \rightarrow {}_{53}^{131}\text{I} + \beta^-$ ${}_{70}^{176}\text{Yb} + {}_0^1n \rightarrow {}_{70}^{177*}\text{Yb} + \gamma$ y ${}_{70}^{177*}\text{Yb} \rightarrow {}_{71}^{177}\text{Lu} + \beta^-$
$(n, p)$	${}_{28}^{58}\text{Ni} + {}_0^1n \rightarrow {}_{27}^{58}\text{Co} + {}_1^1p$ ${}_{16}^{32}\text{S} + {}_0^1n \rightarrow {}_{15}^{32}\text{P} + {}_1^1p$
Cascada de reacciones	${}_{74}^{186}\text{W} + {}_0^1n \rightarrow {}_{74}^{187}\text{W} + \gamma$ ${}_{74}^{187}\text{W} + {}_0^1n \rightarrow {}_{74}^{188}\text{W} + \gamma$ ${}_{74}^{188}\text{W} \rightarrow {}_{72}^{188}\text{Re} + \beta^-$
Fisión	Productos de fisión de vida corta ${}_{42}^{99}\text{Mo}$ , ${}_{53}^{131}\text{I}$ Productos de fisión de vida larga ${}_{55}^{137}\text{Cs}$ , ${}_{61}^{147}\text{Pm}$ , ${}_{38}^{90}\text{Sr}$

Los reactores de investigación de baja potencia con bajo flujo neutrónico ( $<10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) suelen utilizarse para la producción de radioisótopos de vida corta, como  ${}^{24}\text{Na}$ ,  ${}^{38}\text{Cl}$ ,  ${}^{56}\text{Mn}$ ,  ${}^{64}\text{Cu}$ ,  ${}^{41}\text{Ar}$  o  ${}^{198}\text{Au}$ , que pueden producirse durante un turno de un día. Los reactores de investigación de potencia media con flujo neutrónico medio ( $10^{12}$ - $10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ), que suelen funcionar en ciclos más largos, también pueden producir  ${}^{35}\text{S}$ ,  ${}^{51}\text{Cr}$ ,  ${}^{60}\text{Co}$ ,  ${}^{90}\text{Y}$ ,  ${}^{99}\text{Mo}$ ,  ${}^{125}\text{I}$ ,  ${}^{131}\text{I}$ ,  ${}^{133}\text{Xe}$ ,  ${}^{153}\text{Sm}$ ,  ${}^{169}\text{Yb}$ ,  ${}^{177}\text{Lu}$ ,  ${}^{186}\text{Re}$  y  ${}^{192}\text{Ir}$ . Finalmente, los reactores de alta potencia con flujo neutrónico alto ( $>10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) son adecuados para la producción de  ${}^{75}\text{Se}$ ,  ${}^{89}\text{Sr}$ ,  ${}^{117\text{m}}\text{Sn}$ , y  ${}^{188}\text{W}/{}^{188}\text{Re}$  o  ${}^{252}\text{Cf}$ .

Puede obtener más información sobre la producción de radioisótopos en la bibliografía.

### 12.2.3. Química nuclear y radioquímica

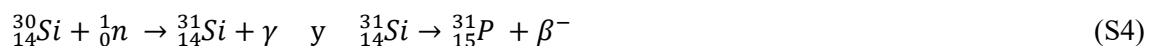
Los reactores de investigación pueden utilizarse como fuentes de neutrones y rayos gamma en aplicaciones de química nuclear y radioquímica para la industria, la biología, la agricultura, la medicina, la arqueología, las ciencias de la tierra, en proyectos de nutrición, proyectos sanitarios o ciencias forenses. Para procesar químicamente las muestras, especímenes, materiales u objetos estudiados se utilizan varios métodos de química nuclear y radioquímica antes o después de la irradiación con neutrones y rayos gamma. En los reactores de investigación, la química nuclear y la radioquímica están relacionadas con aplicaciones como el AAN, la producción de radioisótopos, el análisis de radiotrazadores o la I+D.

### 12.2.4. Transmutación neutrónica

La transmutación es una técnica en la que se utilizan neutrones o rayos gamma para cambiar las propiedades de los materiales con el fin de crear otros nuevos con propiedades específicas deseadas. Los reactores de investigación son herramientas esenciales para dos procesos de transmutación basados en la irradiación neutrónica de materiales: el dopado por transmutación neutrónica y la coloración de piedras preciosas.

El dopado por transmutación neutrónica, también conocido como *dopado del silicio*, crea impurezas en lingotes de silicio puro mediante la irradiación con neutrones térmicos. Se basa

en la reacción  $(n, \gamma)$  sobre  $^{30}\text{Si}$  seguida de la desintegración beta del inestable  $^{31}\text{Si}$  al estable  $^{31}\text{P}$ , que es un dopante en silicio, como se muestra en el esquema (S4):



Otros materiales como el germanio, el arseniuro de galio, el nitruro de galio, el fosfuro de galio, el fosfuro de indio o el seleniuro de indio también son materiales blancos adecuados para el dopado por transmutación neutrónica, pero el silicio es, con diferencia, el más utilizado.

La coloración de las piedras preciosas se basa en el cambio de color que sufren algunas de ellas tras la irradiación, lo que las hace más atractivas y valiosas. La irradiación puede realizarse mediante neutrones rápidos o rayos gamma de alta energía. El topacio es una de las principales piedras preciosas irradiadas en los reactores de investigación, que experimenta un cambio de color de blanco transparente a azul. Tras la irradiación, las piedras preciosas se trasladan en contenedores a una instalación de almacenamiento hasta que su actividad disminuye hasta un límite aceptable que, en general, está estrictamente regulado. En algunos países, esta práctica está prohibida. El tiempo de almacenamiento depende de las características de las piedras preciosas, pero suele ser de varios meses.

Puede obtenerse más información sobre las transmutaciones neutrónicas en la bibliografía.

### 12.2.5. Geocronología

La geocronología es la ciencia que estudia la edad de objetos geológicos como rocas, minerales, sedimentos o fósiles. Los reactores de investigación son herramientas esenciales para dos métodos geocronológicos que pueden utilizarse para la medición absoluta de la edad de las muestras; se trata de la datación por argón, también conocida como *datación potasio-argón*, y la datación por trazas de fisión. Estos dos métodos permiten determinar la edad de muestras geológicas, desde las muy jóvenes (de 2000 años, lo que permite también el estudio de muestras arqueológicas) hasta las muy antiguas (de hasta 4500 millones de años). La geocronología es una aplicación muy específica de los reactores de investigación y solo se realiza en unos pocos reactores de todo el mundo.

Puede obtenerse más información sobre geocronología en la bibliografía.

### 12.2.6. Experimentos con haces de neutrones

Los experimentos con haces de neutrones conducen los neutrones desde el tanque o piscina del reactor hasta el lugar donde se encuentra el blanco (o muestra). En este caso, se utilizan varios canales horizontales, también conocidos como *puertos de haz*. Los puertos de haz atraviesan la piscina o el tanque y el blindaje del reactor hacia el exterior del bloque del reactor y suelen estar equipados con obturadores, que permiten abrir y cerrar los puertos en el tiempo solicitado durante los experimentos o la irradiación.

Por lo general, todas las aplicaciones de neutrones que utilizan puertos de haz se denominan *experimentos de haces*, como, por ejemplo, la imagenología neutrónica o la terapia por captura neutrónica en boro. En algunas comunidades científicas, el término *experimentos con haces de neutrones* se refiere a experimentos dedicados al estudio de la estructura de los materiales, que es un ámbito pertinente de la aplicación de los haces de neutrones. La comprensión clara de las propiedades de los materiales y de las interacciones entre sus distintos componentes es esencial



para el uso eficaz de los materiales actuales en condiciones nuevas o para poder utilizar provechosamente en el futuro los nuevos materiales que se están desarrollando. La investigación de la estructura de los materiales puede describir relaciones de orden entre átomos o moléculas y entre momentos electrónicos y magnéticos, así como características dinámicas de átomos y moléculas; o correlaciones de fase entre los movimientos de átomos vecinos. Los experimentos con haces de neutrones están estrechamente relacionados con la ciencia y la tecnología, por ejemplo, la física y la química de la materia condensada, la nanotecnología, la ciencia de los polímeros, las ciencias de la vida, la investigación sobre energía sostenible, los sensores y materiales inteligentes, la biotecnología, la espintrónica, la ingeniería y la arqueología, entre otras aplicaciones.

Los experimentos con haces de neutrones relacionados con la investigación de la estructura de los materiales pueden estudiar estructuras de pequeña escala de metales y aleaciones, compuestos inorgánicos y cerámicas. En este caso, se utilizan diversos métodos de difracción, como la difracción de polvo, la difracción de un solo cristal, la medición de la tensión residual, la medición de la textura cristalográfica, la medición de la dispersión difusa de neutrones o la difracción de materiales líquidos y amorfos. El segundo grupo de experimentos que puede utilizar la difracción de neutrones está relacionado con los estudios de estructuras a gran escala de polímeros, tensioactivos, micelas, macromoléculas como las moléculas biológicas y sólidos multicapa. En este caso, se suele utilizar la dispersión de neutrones a ángulos pequeños, la dispersión de neutrones a ángulos ultrapequeños, la reflectometría de neutrones o la difracción *quasi*-Laue para biología. El tercer grupo de experimentos está relacionado con los estudios de dinámica atómica y molecular en los que se utilizan la espectrometría de triple eje, la espectrometría de tiempo de vuelo, la espectrometría de retrodispersión o el eco de espín neutrónico.

Los reactores de investigación de flujo medio y alto se utilizan normalmente para experimentos con haces de neutrones como fuente de neutrones. Las instalaciones más avanzadas suelen encontrarse en fuentes de neutrones de alto rendimiento basadas en reactores de investigación de alto flujo o en una fuente de neutrones por espalación. A menudo, funcionan como instalaciones abiertas a comunidades de investigación nacionales o internacionales. La investigación realizada en estos casos puede formar parte de programas de doctorado.

Puede obtener más información sobre experimentos con haces de neutrones en la bibliografía.

### 12.3. ASPECTOS DIDÁCTICOS

Las secciones 12.2.1 a 12.3 ofrecen una visión general de diversas aplicaciones o campos de investigación en los que se utilizan los neutrones liberados por el reactor, ya sea para la modificación de la materia o para su caracterización. Si estas aplicaciones se realizan en el marco de una aplicación industrial, de servicio o de una actividad de investigación, el reactor que las alberga necesita una potencia mínima de funcionamiento y algunos equipos específicos, que en algunos casos comportan costos de instalación muy elevados y requieren un nivel de conocimientos muy alto. Los requisitos de estas técnicas respecto al tiempo de desarrollo, así como el costo y el personal necesario para la operación figuran en la referencia [6].

Por lo general, una inversión en equipos que permitan realizar este tipo de ejercicio no está justificada si solo se dedicarán a actividades didácticas en el marco de los programas académicos, pues suelen efectuarse tan solo unas pocas veces al año. Así pues, a la hora de desarrollar un programa académico que incluya el estudio de una de estas aplicaciones, deberían contemplarse dos vías.

La primera sería ponerse en contacto con un centro que aplique la técnica con regularidad. En función del equipo disponible y de la actividad habitual que se lleve a cabo en el reactor, puede prepararse un ejercicio o conjunto de ejercicios para tratar los objetivos pedagógicos previstos. Si se opta por esta vía, puede ser necesario viajar a un centro situado lejos de la institución del alumnado, incluso al extranjero.

Una segunda vía es preparar un ejercicio ilustrativo que muestre el principio de la técnica utilizando las capacidades disponibles del reactor. En este caso, el ejercicio deberá planificarse en función de las características del reactor y del equipo existente.

En ambos casos, el ejercicio que se prepare depende en gran medida de las características y el equipo del reactor. En consecuencia, esta directriz proporciona en su mayor parte indicaciones muy básicas y ofrece algunos ejemplos de ejercicios que se han desarrollado en reactores de investigación.

Los ejercicios relacionados con las aplicaciones descritas en esta sección son muy adecuados para el alumnado que cursa planes de estudios especializados en ciencias y aplicaciones neutrónicas en los tres niveles académicos: grado, maestría y doctorado. El nivel de los ejercicios puede ser básico, intermedio o avanzado y depende del nivel de conocimientos del alumnado.

Los ejercicios también son adecuados para estudiantes que cursen planes de estudio especializados en diversos campos de las actividades humanas, como la arqueología, la geología, la paleogeología, la biología, las ciencias de la tierra o del medio ambiente, la agricultura, las aplicaciones industriales, la química nuclear o la radioquímica, en combinación con especializaciones secundarias en el uso de técnicas analíticas nucleares. El nivel de los ejercicios en este caso suele ser básico o intermedio y depende del nivel de conocimientos del alumnado.

En el nivel básico e intermedio, los objetivos del ejercicio son mostrar en términos generales los principios básicos y más importantes de la aplicación. La forma simplificada del ejercicio puede llevarse a cabo en un reactor no completamente adecuado para esta aplicación o en un reactor que lleve a cabo la aplicación con regularidad. La duración de un ejercicio de este tipo suele oscilar entre tres y seis horas.

En el nivel avanzado, el objetivo del ejercicio es estudiar en detalle la aplicación. En este caso, el ejercicio debería realizarse en una instalación que lleve a cabo esta aplicación de forma habitual. El ejercicio puede tener una duración de seis horas o más. En su forma extensa, debería planificarse como microproyectos del alumnado, especialmente, en el caso de los programas de maestría o doctorado.

## 12.4. EJERCICIOS SOBRE OTRAS APLICACIONES

### 12.4.1. Objetivo

El objetivo de aprendizaje de los ejercicios relacionados con la radiografía neutrónica, la química nuclear y la radioquímica, la transmutación neutrónica, la geocronología y los experimentos con haces de neutrones es comprender los principios básicos de estas técnicas neutrónicas y sus aplicaciones. Una comprensión clara de estos ejercicios proporciona la base necesaria para estudiantes que cursan planes relacionados con las aplicaciones neutrónicas. En la sección 2.6 se muestra la relación de estas aplicaciones con diversos planes de estudios.

### 12.4.2. Equipos y condiciones

En las secciones 12.2.1 a 12.3 se ofrecen los aspectos generales relacionados con el equipo necesario y las condiciones particulares de todas estas aplicaciones.

A la hora de preparar un ejercicio ilustrativo, es necesario tener en cuenta las características y el equipo del reactor y realizar una evaluación básica de sus capacidades para realizar el ejercicio. A fin de alcanzar las condiciones adecuadas para el ejercicio, es posible que se necesiten equipos adicionales o que haya que modificar algunos dispositivos. Esto incluye, por ejemplo, adaptar el puerto de haz, implementar un sistema para la irradiación de muestras, añadir blindaje e instalar dispositivos de detección específicos.

Las condiciones de operación del reactor y sus equipos deberán definirse según lo especificado en los límites y condiciones operacionales.

### 12.4.3. Metodología

Teniendo en cuenta que los ejercicios relacionados con las aplicaciones de la irradiación neutrónica son amplios y altamente dependientes de las características del reactor y del equipo disponible, esta sección proporciona la descripción de solo unos pocos ejemplos de la amplia variedad de ejercicios que se han desarrollado en muchos reactores de investigación.

#### 12.4.3.1. Radiografía neutrónica en un reactor de baja potencia (10 W)

Aunque las instalaciones de radiografía neutrónica suelen encontrarse solo en reactores de flujo medio y alto, se investigó con fines didácticos la viabilidad de implantar una instalación de demostración de radiografía neutrónica en el reactor AGN-201K, del Centro de Investigación y Educación de Reactores de la Universidad Kyung Hee de la República de Corea [25]. El reactor AGN-201K tiene una potencia nominal de 10 W. Se analizó el nivel de flujo térmico a la salida de la línea de haz de la columna térmica utilizando el código MCNP. Se evaluó el uso de un colimador para comprobar la viabilidad de utilizar el haz para la radiografía neutrónica. Una vez confirmada la viabilidad, se instaló una placa de imagen sensible a los neutrones y un colimador. La figura 22 muestra tres tomas obtenidas con el sistema instalado en el AGN-201K.

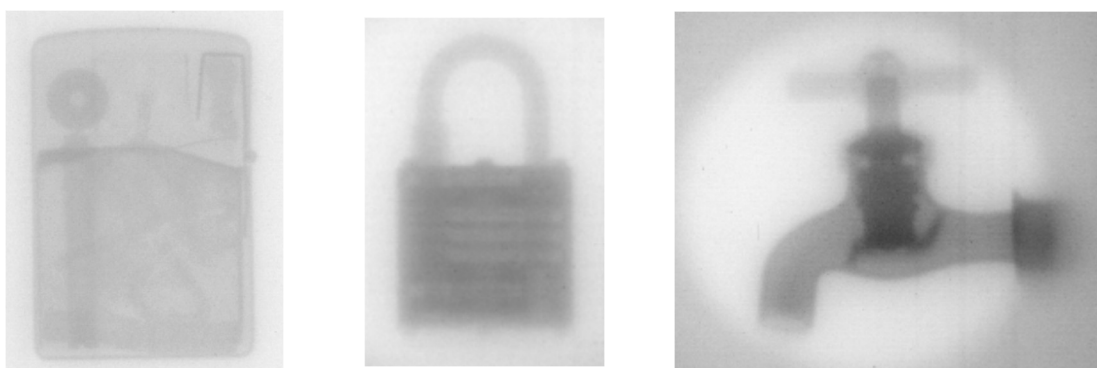


Fig. 22. Imágenes de la radiografía neutrónica, de izquierda a derecha: indicador, candado y grifo. Reproducido de la referencia [25] con cortesía de la Sociedad Nuclear Europea.

#### 12.4.3.2. Radiografía neutrónica en una instalación instrumentada de alta potencia (10 MW)

A diferencia del ejemplo anterior, este ejercicio relacionado con la radiografía neutrónica también puede realizarse en un reactor de investigación de alta potencia donde la radiografía neutrónica sea una aplicación habitual. Este es el caso del Reactor de Investigación de Budapest, un reactor tipo tanque de 10 MW, refrigerado y moderado por agua ligera, que está equipado con una fuente neutrónica fría que alimenta un instrumento de óptica y radiografía neutrónicas para el análisis de materiales (NORMA). El instrumento NORMA se basa en un sistema óptico conectado a una cámara digital cuyo principio se muestra en la figura 23.

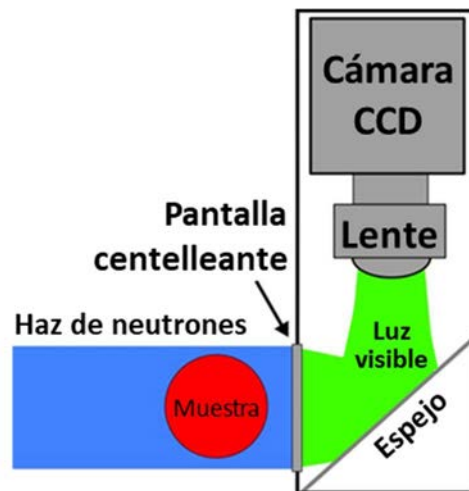


Fig. 23. Esquema de un sistema óptico conectado a una cámara digital, utilizado para radiografía neutrónica. Cortesía del Departamento de Análisis Nuclear y Radiografía, Centro de Investigaciones Energéticas (Hungría).

Tras la transmisión a través de la muestra, los neutrones interactúan con el material centelleante, como puede ser  ${}^6\text{LiF}/\text{ZnS}(\text{Cu})$ , donde se transforman en una señal luminosa que se procesa y finalmente se registra mediante un sistema de cámara pixelada sensible a la luz.

Esta instalación se utiliza para realizar un experimento habitual en el Reactor de Investigación de Budapest. El propósito del ejercicio es:

- estudiar la instalación de imagenología NORMA;
- analizar la evolución cronológica del proceso de absorción de agua en un papel de pH empapado en agua mediante radiografía dinámica;
- estudiar y comprender la falta de homogeneidad del haz y el ruido de la cámara, y corregirlos;
- crear una película a partir de los fotogramas de la imagen, y
- estudiar el procesamiento de imágenes 3D con un programa informático adecuado.

#### 12.4.3.3. Experimentos de espectroscopia de tiempo de vuelo y difracción de neutrones en polvo en el reactor FRM II

Esta sección presenta dos ejemplos de experimentos didácticos que se llevan a cabo en el reactor FRM II de Múnich (Alemania). Ambos experimentos didácticos se efectúan con neutrones de baja energía cuya energía y longitudes de onda correspondientes coinciden con la dimensión de la estructura reticular de la muestra que se desea caracterizar.

En el *experimento de espectroscopia de tiempo de vuelo*, los neutrones térmicos se ralentizan a 25 K en una fuente neutrónica fría, que, en esencia, es un tanque que contiene  $D_2$  líquido. Al coincidir la energía de los neutrones con la de los movimientos atómicos, la dispersión cuasielástica de los neutrones con la muestra que se analiza puede caracterizarse mediante espectroscopia de tiempo de vuelo. La cantidad de energía transferida y el ángulo de dispersión neutrónica son las características de una muestra. La ventaja de esta técnica es que permite captar simultáneamente una gran variedad de momentos y transferencias de energía. El experimento realizado en el reactor FRM II se utiliza para estudiar el mecanismo de la autodifusión molecular, es decir, los movimientos internos de las moléculas y los procesos de difusión de largo alcance, utilizando  $n$ -alcanos o soluciones salinas.

En el *experimento de difracción de neutrones en polvo*, se estudian los fenómenos de interferencia ocasionados por la dispersión elástica coherente de ondas de neutrones con materia cristalina. La instalación está equipada con un difractómetro de neutrones en polvo de alta resolución y longitud de onda constante cuyos componentes principales son la fuente de neutrones, el monocromador, la muestra y el detector, como se observa en la figura 24.

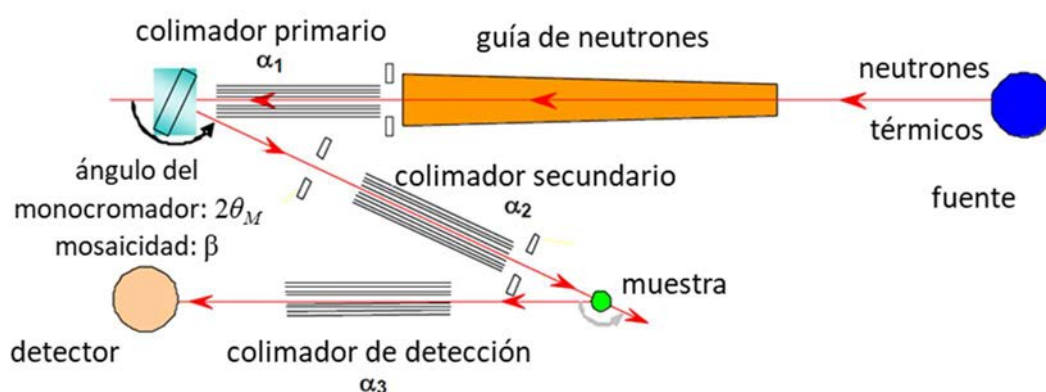


Fig. 24. Esquema de un sistema utilizado para la difracción en polvo de neutrones. Cortesía de la Fuente de Neutrones de Investigación Heinz Maier-Leibnitz (FRM II), Universidad Técnica de Múnich (Alemania).

El experimento realizado en el reactor FRM II está relacionado con el estudio del análisis fásico y estructural del titanato de plomo,  $PbTiO_3$ , a varias temperaturas. Las propiedades electromecánicas del titanato de circonio y plomo,  $PbZr_{1-x}Ti_xO_3$ , pueden entenderse por su comportamiento de transición de fase, que puede analizarse mediante la técnica de difracción en polvo de neutrones. A altas temperaturas,  $PbZr_{1-x}Ti_xO_3$  muestra la estructura de perovskita con una simetría cúbica simple que da lugar a un comportamiento paraeléctrico. Durante el enfriamiento, las muestras ricas en titanio experimentan una transición de fase a una fase tetragonal que da lugar a un comportamiento ferroeléctrico. Las muestras ricas en circonio experimentan una transición de fase a una fase romboédrica. Cuando las relaciones de Zr y Ti se aproximan al denominado *borde de fase morfotrópico* entre la fase romboédrica y la tetragonal, el material muestra la mayor respuesta piezoeléctrica, que es su aplicación tecnológica más interesante.

El experimento investiga el comportamiento de transición de fase dependiente de la temperatura de una muestra de  $PbZr_{1-x}Ti_xO_3$  con una composición en el lado tetragonal. Se recogen diagramas de difracción en diferentes transiciones de temperatura entre temperatura ambiente y  $600^\circ C$ . Estas condiciones experimentales se consiguen utilizando un horno de alta temperatura al vacío. Los cambios estructurales a diferentes temperaturas se investigan

mediante un análisis de los parámetros reticulares. A partir de los datos experimentales, pueden tratarse las relaciones entre los cambios estructurales y las propiedades físicas correspondientes.

#### **12.4.4. Consideraciones de seguridad**

Son de aplicación las consideraciones de seguridad que figuran en el apartado 3.5.4. En esta sección, se describen otras consideraciones de seguridad específicas de este ejercicio.

A continuación, se presentan las consideraciones de seguridad para tipos específicos de utilización de reactores de investigación, con fines didácticos o como elementos útiles para comprender los riesgos asociados a la utilización del reactor.

##### *12.4.4.1. Radiografía neutrónica*

Un riesgo relacionado con la radiografía neutrónica es la degradación potencial de la barrera de agua que contiene el reactor (piscina o tanque) por daños en el tubo de haces. Esto podría provocar un importante drenaje de agua que dejaría al descubierto el núcleo del reactor y comportaría una degradación significativa del combustible en caso de reactores de investigación de alta potencia. Un accidente de este tipo podría tener importantes consecuencias radiológicas para el personal de operación y el medio ambiente. Este riesgo se presenta, por ejemplo, con la radiografía neutrónica de materiales explosivos, que se realiza en algunos reactores de investigación.

##### *12.4.4.2. Producción de radioisótopos*

Los riesgos asociados a la producción de radioisótopos en los reactores de investigación incluyen el riesgo de contaminación y exposición a la radiación del personal de operación, así como el riesgo de emisiones radiactivas al medio ambiente en caso de pérdida de integridad de los blancos irradiados, que podría producirse durante las irradiaciones o durante las operaciones de manipulación tras las irradiaciones. Antes de la primera irradiación, debería prepararse un informe de seguridad que examinara el comité de seguridad del reactor y, si procede, se presentara al órgano regulador para su examen y aprobación. En un paso posterior, las irradiaciones rutinarias para la producción de radioisótopos que estén dentro de las condiciones autorizadas de la envoltente podrían ser autorizadas internamente por la entidad explotadora. La aplicación efectiva de las disposiciones para prevenir los riesgos mencionados debería llevarse a cabo a su debido tiempo antes del inicio de la producción.

##### *12.4.4.3. Transmutación neutrónica*

Los riesgos asociados a esta aplicación son la contaminación del personal de operación y de las personas visitantes. En algunas instalaciones se han producido incidentes en los que un operador tomó con la mano, sin control radiológico previo y sin protección, pequeños restos de silicio irradiado que otro operador, encargado de realizar las operaciones de dopado del silicio, había dejado en una mesa de la sala del reactor. Este suceso pone de relieve la importancia de la aplicación estricta de las normas de protección radiológica y de la comunicación sobre cuestiones operacionales y de seguridad entre el personal de operación y los experimentadores, incluido el alumnado que realiza ejercicios.

##### *12.4.4.4. Experimentos con haces de neutrones*

Los riesgos asociados a estos experimentos guardan relación, principalmente, con la posibilidad de exposición accidental a la radiación de los experimentadores en las zonas de trabajo cercanas

a los tubos de haces (cuando realizan operaciones de manipulación o ajuste de sus dispositivos experimentales) en presencia del haz de neutrones, es decir, mientras el obturador del haz está abierto. Incidentes así se han producido en diferentes instalaciones y sus causas estaban relacionadas principalmente con lo siguiente:

- a) no aplicación o contravención de los procedimientos operacionales y las normas de protección radiológica, y
- b) deficiencias en las disposiciones existentes para el control de acceso a las zonas de trabajo en presencia del haz de neutrones.

#### **12.4.5. Documentación**

Para realizar este ejercicio, se pueden entregar al alumnado los siguientes documentos:

- a) antecedentes: descripción de la técnica y de los aspectos básicos de la aplicación que se va a utilizar;
- b) características del reactor y equipos relacionados con el ejercicio;
- c) esquema del núcleo y del equipo relacionado con el ejercicio;
- d) instrucciones de seguridad nuclear y radiológica relacionadas con el área experimental en cuestión, e
- e) información específica relacionada con el ejercicio y las normas que deben aplicarse, y procedimiento detallado para realizar la tarea.

#### **12.4.6. Preguntas al alumnado**

Puede obtenerse una primera evaluación de los resultados de aprendizaje de los ejercicios utilizando el siguiente conjunto de preguntas (según proceda):

- a) Explique brevemente el principio básico de la técnica que va a utilizar y su aplicación.
- b) Explique las principales características del material que se produce y cómo se produce.
- c) Explique brevemente la información principal que puede obtenerse de las muestras mediante la aplicación de esta técnica específica.
- d) Indique las limitaciones de la técnica, como, por ejemplo: flujo neutrónico mínimo que se utiliza, equipo habitualmente necesario, tipo de muestra que se utiliza o caracteriza, tipo y cantidad de isótopo producido, tipo de información facilitada, etc.

La evaluación posterior de los resultados de aprendizaje del experimento puede articularse a través de un entregable que el alumnado elabore y remita al profesorado; este entregable puede ser un informe o una presentación sobre los objetivos, la metodología y los resultados obtenidos de estas mediciones.





## REFERENCIAS

- [1] FOULON, F., SAFIEH, J., The Impact of the Education and Training on Research Reactors for the Building of the Knowledge, Competencies and Skills, CN-231, IAEA, Vienna (2015).
- [2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, “Más cerca de eliminar la brecha de género en la ciencia nuclear”, *Boletín del OIEA* Vol. 59-4 (2018).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad de los reactores de investigación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SSR-3, OIEA, Viena (2017).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Glosario de seguridad nuclear tecnológica y física del OIEA: Terminología empleada en seguridad tecnológica nuclear, seguridad física nuclear, protección radiológica y preparación y respuesta para casos de emergencia*, OIEA, Viena (2024).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Research Reactor Database, IAEA Research Reactor Database, <https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR>.
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of Research Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).
- [7] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Principios fundamentales de seguridad, Principios fundamentales de seguridad del OIEA* N° SF-1, OIEA, Viena (2007).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report, IAEA Specific Safety Standards No. SSG-20 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2022).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Specific Safety Standards SSG-22, IAEA, Vienna (2012).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors (Rev. 1), IAEA Specific Safety Standards SSG-24, IAEA, Vienna (2022).
- [11] INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE, Les Accidents de Criticité Dans L’Industrie Nucléaire  
[http://www.irsn.fr/FR/Actualites\\_presse/Communiqués\\_et\\_dossiers\\_de\\_presse/Documents/IRSN\\_ni\\_Accidents\\_Criticite\\_102009.pdf](http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Communiqués_et_dossiers_de_presse/Documents/IRSN_ni_Accidents_Criticite_102009.pdf).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.6, IAEA, Vienna (2008).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Protección radiológica del público y el medio ambiente, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSG-8, OIEA, Viena (2022).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Instrumentation and Control Systems and Software Important to Safety for Research Reactors, IAEA Specific Safety Guide SSG-37, IAEA, Vienna (2015).
- [15] KNOLL G., Radiation Detection and Measurement, Hoboken, N.J., John Wiley (2010).

- [16] RATAJ J. et al., Reactor Physics Course at VR-1 Reactor.
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Hands-on Training courses using research reactors and accelerators, IAEA Training course series 57, Vienna 2014.
- [18] LAMARSH J. R., BARATTA A. J., Introduction to Nuclear Engineering, Addison-Wesley Publishing house, New York University (2001).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Practical Aspects of Operating a Neutron Activation Analysis Laboratory, IAEA-TECDOC-564, IAEA, Vienna (1990).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Live Chart of Nuclides, <https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html>.
- [21] BROOKHEAVEN NATIONAL LABORATORY, Nuclear Wallet Cards, Nuclear Data Centrum, <http://www.nndc.bnl.gov/wallet/wccurrent.html>.
- [22] LABORATOIRE NATIONAL HENRI BECQUEREL, Table of Radionuclides, [http://www.nucleide.org/DDEP\\_WG/DDEPdata.htm](http://www.nucleide.org/DDEP_WG/DDEPdata.htm).
- [23] NORTH CAROLINA MASS SPECTROMETRY FACILITY, Table of Isotopic Masses & Natural Abundances, North Carolina State University <https://www.ncsu.edu/chemistry/msf/usefulMSFinfo.html>.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Atlas of Neutron Capture Cross Sections, INDC(NDS)-362, IAEA, Vienna (1997).
- [25] KIM, M.H., CHOI, J.-M., Installation of a Neutron Radiography Facility at the Educational Reactor AGN-201K, European Research Reactor Conference 2013 Transactions, The European Nuclear Society, Saint-Petersburg (2013) 525–531.

## BIBLIOGRAFÍA

### SECCIÓN 3

#### **Protección radiológica**

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.6, IAEA, Vienna (2008).

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad, Requisitos de Seguridad Generales del OIEA*, N° GSR Part 3, OIEA, Viena (2016).

KNOLL, G., Radiation Detection and Measurement, Hoboken, N.J., John Wiley (2010).

MARTIN, J., Physics for Radiation Protection: A Handbook, Wiley VCH (2006).

#### **Seguridad tecnológica nuclear**

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety culture in nuclear installations, Guidance for use in the enhancement of safety culture, IAEA-TECDOC-1329, IAEA, Vienna (2002).

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Principios fundamentales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SF-1, OIEA, Viena (2007).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Analysis for Research Reactors, IAEA Safety Reports Series No. SRS-55, IAEA, Vienna (2008).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Core Management and Fuel Handling for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.3, IAEA, Vienna (2008).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Operating Organization and the Recruitment, Training and Qualification of Personnel for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.5, IAEA, Vienna (2008).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors, IAEA Safety Guide No. NS-G-4.4, IAEA, Vienna (2008).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report, IAEA Safety Standards Series No. SSG-20 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2022).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, IAEA Safety Report Series No. 80, IAEA, Vienna (2014).

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, *Liderazgo y gestión en pro de la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 2, OIEA, Viena (2017).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management of the Interface between Nuclear Safety and Security for Research Reactors, IAEA TECDOC Series No. 1801, IAEA, Vienna (2016).

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, *Seguridad de los reactores de investigación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-3*, OIEA, Viena (2017).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Approaches to Safety Evaluation of New and Existing Research Reactor Facilities in relation to External Events, IAEA Safety Report Series No. 94, IAEA, Vienna (2019).

YOSHIKI, O., SUZUKI, K., Nuclear Reactor Kinetics and Plant Control, An Advanced Course in Nuclear Engineering, Springer Japan (2013).

#### SECCIÓN 4

HUSSEIN, E.M., Handbook on Radiation Probing, Gauging, Imaging and Analysis: Volume I Basics and Techniques, Springer Science & Business Media (2003).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Instrumentation and Control Systems and Software Important to Safety of Research Reactors, IAEA Specific Safety Guide No. SSG-37, IAEA, Vienna (2015).

KNOLL, G.F., Radiation Detection and Measurement, John Wiley and Sons, Hoboken (2010).

LAMARSH, J.R., Introduction to Nuclear Reactor Theory, 3rd edition, American Nuclear Society (2002).

YOSHIKI, O., SUZUKI, K., Nuclear Reactor Kinetics and Plant Control, An Advanced Course in Nuclear Engineering, Springer Japan (2013).

#### SECCIÓN 5

ALFASSI, Z., Activation Analysis, Vol. I, Vol. II, CRC Press (1990).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Research Reactors for Neutron Activation Analysis, IAEA-TECDOC-1215, IAEA, Vienna (2001).

LEWIS, E.: Fundamentals of Nuclear Reactor Physics, Academic Press, Elsevier (2008).

U.S. DEPARTMENT OF ENERGY, DOE Fundamentals Handbook, Nuclear Physics and Reactor Theory, Volume 1 of 2, DOE-HDBK-1019/1-93 (1993).

#### SECCIONES 6 A 10

HETRICK, D.L., Dynamics of Nuclear Reactors, American Nuclear Society, La Grande park, Illinois, USA (1993).

LEWIS, E., Fundamentals of Nuclear Reactor Physics, Academic Press, Elsevier (2008).

U.S. DEPARTMENT OF ENERGY, DOE Fundamentals Handbook, Nuclear Physics and Reactor Theory, Volume 1 of 2, DOE-HDBK-1019/1-93 (1993).

YOSHIAKI, O., SUZUKI, K., Nuclear Reactor Kinetics and Plant Control, An Advanced Course in Nuclear Engineering, Springer Japan (2013).

## SECCIÓN 11

ALFASSI, Z., Activation Analysis, Vol. I, Vol. II, CRC Press (1990).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Research Reactors for Neutron Activation Analysis, IAEA-TECDOC-1215, IAEA, Vienna (2001).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, Technical Report Series, IAEA-TRS-455, IAEA, Vienna (2007).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Proficiency Testing by Interlaboratory Comparison performed in 2010-2015 for NAA and other analytical techniques, IAEA-TECDOC-1831, IAEA, Vienna (2017).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, E-Learning Course on Neutron Activation Analysis (2017). <https://elearning.iaea.org/m2/course/view.php?id=482>

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Advances in Neutron Activation Analysis of Large Objects with Emphasis on Archaeological Examples - Results of a Coordinated Research Project, IAEA-TECDOC-1838, IAEA, Vienna (2018).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development of an Integrated Approach to Routine Automation of Neutron Activation Analysis - Results of a Coordinated Research Project, IAEA-TECDOC-1839, IAEA, Vienna (2018).

VERMA, H., Atomic and Nuclear Analytical Methods, Springer (2007).

## SECCIÓN 12

### **Radiografía neutrónica**

ANDERSON, I., MCGREEVY, R., BILHEUX, H., Neutron Imaging and Applications, Springer (2009).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, Technical Report Series, IAEA-TRS-455, IAEA, Vienna (2007).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron imaging: a non-destructive tool for materials testing, IAEA-TECDOC-1604, IAEA, Vienna (2008).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Neutron Beams for Materials Research Relevant to the Nuclear Energy Sector, IAEA-TECDOC-1773, IAEA, Vienna (2015).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, E-Learning Course on Neutron Imaging (2020). <https://elearning.iaea.org/m2/course/view.php?id=633>.

LIANG, L., RINALDI, R., SCHOBER, H., Neutron Applications in Earth, Energy and Environmental Sciences, Springer (2009).

PAUL SCHERRER INSTITUTE, Neutron imaging: How neutrons create pictures, Villigen, Switzerland (2007).

### **Producción de radioisótopos**

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Manual for reactor produced radioisotopes, IAEA TecDoc-1340, IAEA, Vienna (2003).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiotracer Applications in Industry: A Guidebook, IAEA Technical Reports Series 423, IAEA, Vienna (2004).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Cyclotron Produced Radionuclides: Principles and Practice, Technical Reports Series 465, IAEA, Vienna (2008).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Commercial Products and Services of Research Reactors, IAEA TecDoc-1715, IAEA, Vienna (2013).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m, IAEA Nuclear Energy Series NF-T-5.4, IAEA, Vienna (2013).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiotracer Generators for Industrial Applications, IAEA Radiation Technology Series No. 5, IAEA, Vienna (2013).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Supply of Medical Radioisotopes, 7 vols, OECD, Paris (2010–2013).

### **Transmutación neutrónica**

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Transmutation Doping of Silicon at Research Reactors, IAEA TecDoc-1681, IAEA, Vienna (2012).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Commercial Products and Services of Research Reactors, IAEA TecDoc-1715, IAEA, Vienna (2013).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

### **Geocronología**

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

McDOUGALL, I., HARRISON, T., Geochronology and Thermochronology by the  $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$  Method, 2nd ed., Oxford University Press, New York (1999).

### **Experimentos con haces de neutrones**

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Measurement of residual stress in materials using neutrons, IAEA-TECDOC-1457, IAEA, Vienna (2003).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Small angle neutron scattering, IAEA-TECDOC-1486, IAEA, Vienna (2006).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Trends and techniques in neutron beam research for medium and low flux research reactors, IAEA-TECDOC-1545, IAEA, Vienna (2007).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, IAEA Technical Report Series, No. -455, IAEA, Vienna (2007)

LIANG, L., RINALDI, R., SCHOBER, H., Neutron Applications in Earth, Energy and Environmental Sciences, Springer (2009).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of neutron Beam Facilities for High Precision Nuclear Data Measurement, IAEA TecDoc-1743, IAEA, Vienna (2014).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Neutron Beams for materials research Relevant to the Nuclear Energy Sector, IAEA TecDoc-1773, IAEA, Vienna (2015).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Scattering with Low and Medium Flux Neutron Sources: Processes, Detection and Applications, IAEA-TECDOC-1961, IAEA, Vienna (2021).





## **ANEXO      CONTENIDO DE LOS ARCHIVOS ELECTRÓNICOS SUPLEMENTARIOS**

El material complementario disponible en línea (<https://nucleus.iaea.org/sites/connect/reactores-de-investigaciónIHpublic/CompendiumDB>) es una recopilación de información y material educativo proporcionado por 40 instalaciones de 31 Estados Miembros: Alemania, Argelia, Argentina, Austria, Bélgica, Brasil, Canadá, República de Corea, Eslovenia, Estados Unidos de América, Federación de Rusia, Finlandia, Francia, Ghana, Hungría, India, Indonesia, República Islámica del Irán, Italia, Jamaica, Japón, Malasia, Marruecos, México, Países Bajos, Pakistán, Portugal, República Checa, Suiza, Tailandia y Viet Nam.

Este material se recopiló tras una Reunión Técnica del OIEA sobre “Utilización de reactores de investigación en programas de enseñanza superior” (junio de 2014) y un taller de capacitación relativo al Compendio sobre la Utilización de Reactores de Investigación en Programas de Enseñanza Superior (2017). Las entidades aportaron su material de forma voluntaria para compartirlo con la comunidad. El material complementario recopilado proporciona recursos adicionales para los ejercicios en reactores y sus protocolos.

A continuación, se describen los distintos tipos de documentos disponibles en el material complementario:

**A-1. Ficha de descripción de la instalación**, en la que se presentan las principales características de todos los reactores de investigación que facilitaron material didáctico para el Prontuario.

Esta ficha proporciona, en un formato normalizado, información básica sobre la instalación, una descripción del reactor con fines didácticos, características específicas para la enseñanza, una lista de ejercicios realizados en la instalación, métodos de integración de los ejercicios del reactor en los planes de estudios y el programa nacional, así como información adicional relevante para la enseñanza.

**A-2. Recopilación de protocolos** para los ejercicios en reactores, facilitados por las instalaciones de forma voluntaria.

Estos protocolos se han clasificado en los siguientes temas:

- a) visita técnica al reactor de investigación;
- b) aspectos de seguridad de la operación de los reactores;
- c) puesta en marcha y operación del reactor;
- d) detección de neutrones;
- e) caracterización del flujo neutrónico;
- f) experimento de criticidad;
- g) cinética del reactor;
- h) influencia de las barras de control en la reactividad;
- i) influencia de los componentes del núcleo en la reactividad;
- j) parámetros de seguridad relacionados con la reactividad del núcleo;
- k) dinámica del reactor;
- l) efectos a largo plazo;
- m) calibración de la potencia del reactor;
- n) análisis por activación neutrónica, y
- o) aplicaciones de la irradiación neutrónica.

La recopilación de protocolos incluye dos tipos de documentos:

- 1) Una carátula para cada uno de los ejercicios en reactores que las instalaciones aportaron al Prontuario. Este documento proporciona, en un formato normalizado, información básica sobre la realización del ejercicio en el reactor. El modelo de este documento se incluye en el material complementario disponible en línea.
- 2) Protocolos exhaustivos para ejercicios en reactores que las instalaciones propusieron compartir en el marco del Prontuario. Estos protocolos se han facilitado o bien en su formato original, esto es, como los protocolos facilitados al alumnado, o en un formato normalizado.

El formato normalizado preparado por el OIEA contiene los siguientes campos:

- a) introducción;
- b) finalidad;
- c) medidas de seguridad;
- d) instrumentos y materiales;
- e) procedimientos experimentales;
- f) principales parámetros medidos;
- g) datos habitualmente registrados;
- h) análisis de datos, supuestos y ecuaciones;
- i) conocimientos previos exigidos al alumnado;
- j) resultados, y
- k) conclusiones.

La plantilla, que comprende una breve descripción del contenido previsto de cada campo, se incluye en el material complementario disponible en línea.

Los protocolos originales ofrecen buenos ejemplos de documentos distribuidos al alumnado para la realización y el análisis de ejercicios en los reactores de investigación. El contenido de estos protocolos originales no siempre comprende exhaustivamente todos los campos enumerados en el formato normalizado, ya que hay campos que pueden haberse tratado en conferencias, manuales y libros distintos, o haberse presentado verbalmente. Asimismo, cabe destacar que, por lo general, se espera que el alumnado registre, analice y aporte conclusiones a los ejercicios con una orientación adecuada, pero sin que se les facilite ninguna indicación sobre los resultados experimentales esperados.

Los protocolos normalizados constituyen un buen material de referencia para el profesorado o las entidades explotadoras de los reactores para la preparación de ejercicios en reactores. Estos documentos pueden utilizarse como material de consulta para elaborar protocolos que se repartan al alumnado. Suponiendo que se espera que el alumnado registre, analice y aporte conclusiones a los ejercicios con la orientación adecuada, se aconseja que los protocolos contengan los siguientes campos: introducción, propósito, conocimientos previos que se exigen al alumnado, medidas de seguridad, instrumentos y materiales, procedimientos experimentales, parámetro o parámetros principales medidos, orientación para el registro y análisis de datos, y conclusiones. Además, pueden incluirse en los protocolos las preguntas al alumnado que figuran en el último apartado de las orientaciones de cada ejercicio en el texto del Prontuario. De hecho, para aprovechar al máximo el ejercicio del reactor, se espera que el alumnado entregue un informe y, finalmente, haga una presentación en la que describa el trabajo realizado, el análisis de los resultados experimentales y las conclusiones.

**A-3. Motor de búsqueda** para filtrar los protocolos por reactor de investigación y país o por tema del ejercicio.

## LISTA DE ABREVIACIONES

AGN	General Nucleonics de Aerojet
ALARA	tan bajo como sea razonablemente posible
ARGONAUT	conjunto nuclear de Argonne para la formación universitaria
ER	exceso de reactividad
FWHM	anchura a media altura
Ge(HP)	germanio de gran pureza
I+C	instrumentación y control
IRT	reactor de investigación normalizado (del ruso Исследовательский Реактор Типовой)
TI	tecnología de la información
MCNP	Monte Carlo N-Particle
MNSR	reactor miniatura fuente de neutrones
AAN	análisis por activación neutrónica
NORMA	instrumento de óptica y radiografía neutrónicas para el análisis de materiales
PN	potencia nominal
SIP	suceso iniciador postulado
EPS	evaluación probabilista de la seguridad
I+D	investigación y desarrollo
RRDB	Base de Datos de Reactores de Investigación
SAR	informe de análisis de la seguridad
SCRAM	barra de control de seguridad de tipo leñador (Safety Control-Rod Axe-Man)
SDM	margen de parada
SLOWPOKE	experimento crítico de potencia baja segura (Safe LOW-POwer Kritical Experiment)
SUR	reactor de docencia Siemens-Unterrichtsreaktor
DTL	dosímetro termoluminiscente
TRIGA	capacitación, investigación, isótopos de General Atomics
LTT	lógica transistor-transistor
WWR	reactor agua-agua (Water-Water Reactor)



## COLABORACIONES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN

Abou Yehia, H.	Consultor (Francia)
Adelfang, P.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Boeck, H.	Universidad Técnica de Viena, Atominstitut (Austria)
Borio di Tigliole, A.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Cantero, P.	Comisión Nacional de Energía Atómica (Argentina)
Dybach, O.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Farjallah, N.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Foulon, F.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Lau, E.	Instituto Tecnológico de Massachusetts (Estados Unidos de América)
Peld, N.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Pessoa Barradas, N.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Rezač, R.	Centro de Estudios Nucleares CVŘ (República Checa)
Ridikas, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Sharma, R.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Shokr, A.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Sitnikov, A.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Sklenka, L.	Universidad Técnica Checa (República Checa)
Sun, K.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Voronov, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Vyshniauskas, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica

### Reuniones de consultores

Viena (Austria): 14 y 15 de enero de 2015

Viena (Austria): 18 a 22 de abril de 2016

### Reuniones técnicas

Viena (Austria): 16 a 20 de junio de 2014

Viena (Austria): 18 de noviembre de 2015

### Talleres de capacitación

Viena (Austria): 6 a 9 de junio de 2017





# IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 27

## PEDIDOS DE PUBLICACIONES

Las publicaciones de pago del OIEA pueden adquirirse a través de nuestro distribuidor principal o en las principales librerías locales.

Los pedidos de publicaciones gratuitas deben hacerse directamente al OIEA.

### **Pedidos de publicaciones de pago**

Póngase en contacto con su proveedor local de preferencia o con nuestro distribuidor principal:

#### **Eurospan**

1 Bedford Row  
Londres WC1R 4BU  
Reino Unido

#### **Pedidos comerciales y consultas:**

Teléfono: +44 (0)1235 465576  
Correo electrónico: [trade.orders@marston.co.uk](mailto:trade.orders@marston.co.uk)

#### **Pedidos individuales:**

Teléfono: +44 (0)1235 465577  
Correo electrónico: [direct.orders@marston.co.uk](mailto:direct.orders@marston.co.uk)  
[www.eurospanbookstore.com/iaea](http://www.eurospanbookstore.com/iaea)

#### **Para más información:**

Teléfono: +44 (0) 207 240 0856  
Correo electrónico: [info@eurospan.co.uk](mailto:info@eurospan.co.uk)  
[www.eurospan.co.uk](http://www.eurospan.co.uk)

### **Los pedidos de publicaciones, tanto de pago como gratuitas, pueden enviarse directamente a:**

Sección Editorial  
Organismo Internacional de Energía Atómica  
Vienna International Centre  
PO Box 100  
1400 Viena (Austria)  
Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530  
Correo electrónico: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
[www.iaea.org/es/publicaciones](http://www.iaea.org/es/publicaciones)







**Organismo Internacional de Energía Atómica  
Viena**