

Exercices utilisant un réacteur de recherche pour des programmes d'enseignement supérieur

Recueil



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA ET PUBLICATIONS CONNEXES

NORMES DE SÛRETÉ

En vertu de l'article III de son Statut, l'AIEA a pour attributions d'établir ou d'adopter des normes de sûreté destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens et de prendre des dispositions pour l'application de ces normes.

Les publications par lesquelles l'AIEA établit des normes paraissent dans la collection **Normes de sûreté de l'AIEA**. Cette collection couvre la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté du transport et la sûreté des déchets, et comporte les catégories suivantes : **fondements de sûreté, prescriptions de sûreté et guides de sûreté**.

Des informations sur le programme de normes de sûreté de l'AIEA sont disponibles sur le site web de l'AIEA :

www.iaea.org/fr/ressources/normes-de-surete

Le site donne accès aux textes en anglais des normes publiées et en projet. Les textes des normes publiées en arabe, chinois, espagnol, français et russe, le Glossaire de sûreté de l'AIEA et un rapport d'étape sur les normes de sûreté en préparation sont aussi disponibles. Pour d'autres informations, il convient de contacter l'AIEA à l'adresse suivante : Centre international de Vienne, B.P. 100, 1400 Vienne (Autriche).

Tous les utilisateurs des normes de sûreté sont invités à faire connaître à l'AIEA l'expérience qu'ils ont de cette utilisation (c'est-à-dire comme base de la réglementation nationale, pour des examens de la sûreté, pour des cours) afin que les normes continuent de répondre aux besoins des utilisateurs. Les informations peuvent être données sur le site web de l'AIEA, par courrier (à l'adresse ci-dessus) ou par courriel (Official.Mail@iaea.org).

PUBLICATIONS CONNEXES

L'AIEA prend des dispositions pour l'application des normes et, en vertu des articles III et VIII.C de son Statut, elle favorise l'échange d'informations sur les activités nucléaires pacifiques et sert d'intermédiaire entre ses États Membres à cette fin.

Les rapports sur la sûreté dans le cadre des activités nucléaires sont publiés dans la collection **Rapports de sûreté**. Ces rapports donnent des exemples concrets et proposent des méthodes détaillées à l'appui des normes de sûreté.

Les autres publications de l'AIEA concernant la sûreté paraissent dans les collections **Préparation et conduite des interventions d'urgence, Radiological Assessment Reports, INSAG Reports** (Groupe international pour la sûreté nucléaire), **Rapports techniques** et **TECDOC**. L'AIEA édite aussi des rapports sur les accidents radiologiques, des manuels de formation et des manuels pratiques, ainsi que d'autres publications spéciales concernant la sûreté.

Les publications ayant trait à la sécurité paraissent dans la collection **Sécurité nucléaire de l'AIEA**.

La collection **Énergie nucléaire de l'AIEA** est constituée de publications informatives dont le but est d'encourager et de faciliter le développement et l'utilisation pratique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques, ainsi que la recherche dans ce domaine. Elle comprend des rapports et des guides sur l'état de la technologie et sur ses avancées, ainsi que sur des données d'expérience, des bonnes pratiques et des exemples concrets dans les domaines de l'électronucléaire, du cycle du combustible nucléaire, de la gestion des déchets radioactifs et du déclassement.

EXERCICES UTILISANT
UN RÉACTEUR DE RECHERCHE
POUR DES PROGRAMMES
D'ENSEIGNEMENT SUPÉRIEUR

Les États ci-après sont Membres de l'Agence internationale de l'énergie atomique :

| | | |
|-----------------------|--------------------------|---------------------------|
| AFGHANISTAN | GÉORGIE | PARAGUAY |
| AFRIQUE DU SUD | GHANA | PAYS-BAS, ROYAUME DES |
| ALBANIE | GRÈCE | PÉROU |
| ALGÉRIE | GRENADE | PHILIPPINES |
| ALLEMAGNE | GUATEMALA | POLOGNE |
| ANGOLA | GUINÉE | PORTUGAL |
| ANTIGUA-ET-BARBUDA | GUYANA | QATAR |
| ARABIE SAOUDITE | HAÏTI | RÉPUBLIQUE ARABE |
| ARGENTINE | HONDURAS | SYRIENNE |
| ARMÉNIE | HONGRIE | RÉPUBLIQUE CENTRAFRICAINE |
| AUSTRALIE | ÎLES COOK | RÉPUBLIQUE DE MOLDOVA |
| AUTRICHE | ÎLES MARSHALL | RÉPUBLIQUE DÉMOCRATIQUE |
| AZERBAÏDJAN | INDE | DU CONGO |
| BAHAMAS | INDONÉSIE | RÉPUBLIQUE DÉMOCRATIQUE |
| BAHREÏN | IRAN, RÉP. ISLAMIQUE D' | POPULAIRE LAO |
| BANGLADESH | IRAQ | RÉPUBLIQUE DOMINICAINE |
| BARBADE | IRLANDE | RÉPUBLIQUE TCHÈQUE |
| BÉLARUS | ISLANDE | RÉPUBLIQUE-UNIE |
| BELGIQUE | ISRAËL | DE TANZANIE |
| BELIZE | ITALIE | ROUMANIE |
| BÉNIN | JAMAÏQUE | ROYAUME-UNI |
| BOLIVIE, ÉTAT | JAPON | DE GRANDE-BRETAGNE |
| PLURINATIONAL DE | JORDANIE | ET D'IRLANDE DU NORD |
| BOSNIE-HERZÉGOVINE | KAZAKHSTAN | RWANDA |
| BOTSWANA | KENYA | SAINTE-LUCIE |
| BRÉSIL | KIRGHIZISTAN | SAINT-KITTS-ET-NEVIS |
| BRUNÉI DARUSSALAM | KOWEÏT | SAINT-MARIN |
| BULGARIE | LESOTHO | SAINT-SIÈGE |
| BURKINA FASO | LETTONIE | SAINT-VINCENT-ET- |
| BURUNDI | LIBAN | LES GRENADINES |
| CABO VERDE | LIBÉRIA | SAMOA |
| CAMBODGE | LIBYE | SÉNÉGAL |
| CAMEROUN | LIECHTENSTEIN | SERBIE |
| CANADA | LITUANIE | SEYCHELLES |
| CHILI | LUXEMBOURG | SIERRA LEONE |
| CHINE | MACÉDOINE DU NORD | SINGAPOUR |
| CHYPRE | MADAGASCAR | SLOVAQUIE |
| COLOMBIE | MALAISIE | SLOVÉNIE |
| COMORES | MALAWI | SOUDAN |
| CONGO | MALI | SRI LANKA |
| CORÉE, RÉPUBLIQUE DE | MALTE | SUÈDE |
| COSTA RICA | MAROC | SUISSE |
| CÔTE D'IVOIRE | MAURICE | TADJIKISTAN |
| CROATIE | MAURITANIE | TCHAD |
| CUBA | MEXIQUE | THAÏLANDE |
| DANEMARK | MONACO | TOGO |
| DJIBOUTI | MONGOLIE | TONGA |
| DOMINIQUE | MONTÉNÉGR | TRINITÉ-ET-TOBAGO |
| ÉGYPTE | MOZAMBIQUE | TUNISIE |
| EL SALVADOR | MYANMAR | TÜRKIYE |
| ÉMIRATS ARABES UNIS | NAMIBIE | TURKMÉNISTAN |
| ÉQUATEUR | NÉPAL | UKRAINE |
| ÉRYTHRÉE | NICARAGUA | URUGUAY |
| ESPAGNE | NIGER | VANUATU |
| ESTONIE | NIGÉRIA | VENEZUELA, |
| ESWATINI | NORVÈGE | RÉP. BOLIVARIENNE DU |
| ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE | NOUVELLE-ZÉLANDE | VIET NAM |
| ÉTHIOPIE | OMAN | YÉMEN |
| FÉDÉRATION DE RUSSIE | OUGANDA | ZAMBIE |
| FIDJI | OUZBÉKISTAN | ZIMBABWE |
| FINLANDE | PAKISTAN | |
| FRANCE | PALAOS | |
| GABON | PANAMA | |
| GAMBIE | PAPOUSIE-NOUVELLE-GUINÉE | |

Le Statut de l'Agence a été approuvé le 23 octobre 1956 par la Conférence sur le Statut de l'AIEA, tenue au Siège de l'Organisation des Nations Unies, à New York ; il est entré en vigueur le 29 juillet 1957. L'Agence a son Siège à Vienne. Son principal objectif est « de hâter et d'accroître la contribution de l'énergie atomique à la paix, la santé et la prospérité dans le monde entier ».

IAEA-TECDOC-2024

EXERCICES UTILISANT
UN RÉACTEUR DE RECHERCHE
POUR DES PROGRAMMES
D'ENSEIGNEMENT SUPÉRIEUR

RECUEIL

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

VIENNE, 2024

DROIT D'AUTEUR

Toutes les publications scientifiques et techniques de l'AIEA sont protégées par les dispositions de la Convention universelle sur le droit d'auteur adoptée en 1952 (Berne) et révisée en 1972 (Paris). Depuis, l'Organisation mondiale de la propriété intellectuelle (Genève) a étendu le droit d'auteur à la propriété intellectuelle sous forme électronique et virtuelle. La reproduction totale ou partielle des textes contenus dans les publications de l'AIEA sous forme imprimée ou électronique est soumise à autorisation préalable et habituellement au versement de redevances. Les propositions de reproduction et de traduction à des fins non commerciales sont les bienvenues et examinées au cas par cas. Les demandes doivent être adressées à la Section d'édition de l'AIEA :

Unité de la promotion et de la vente
Section d'édition
Agence internationale de l'énergie atomique
Centre international de Vienne
B.P. 100
1400 Vienne (Autriche)
Télécopie : +43 1 26007 22529
Téléphone : +43 1 2600 22417
Courriel : sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/fr/publications>

Pour tout renseignement supplémentaire, s'adresser à la

Section des réacteurs de recherche
Agence internationale de l'énergie atomique
Centre international de Vienne
B.P. 100
1400 Vienne (Autriche)
Courriel : Official.Mail@iaea.org

© AIEA, 2024

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Octobre 2024

IAEA-TECDOC-2024
ISBN 978-92-0-203424-2 (imprimé)
ISBN 978-92-0-203724-3 (pdf)
ISSN 2789-0651

AVANT-PROPOS

Dans le cadre du projet de l'Initiative sur les utilisations pacifiques visant à accroître l'offre mondiale de programmes de formation théorique et pratique dans le domaine nucléaire en utilisant les installations dotées d'un réacteur de recherche, l'AIEA a élaboré le présent recueil pour mettre à disposition des documents de référence permettant d'améliorer les programmes d'études des établissements d'enseignement supérieur. Il est destiné à fournir des informations pratiques sur l'élaboration d'exercices utilisant un réacteur de recherche à intégrer dans les programmes de formation en sciences et technologies nucléaires. Les informations peuvent être utiles aux pays entreprenant de former le capital humain nécessaire aux programmes nucléaires en cours ou futurs, qu'il s'agisse d'introduire l'électronucléaire ou d'autres applications pacifiques des sciences et technologies nucléaires. Cette publication peut également être utilisée comme un instrument de promotion et de renforcement de l'utilisation sûre des réacteurs de recherche dans le domaine de la formation théorique et pratique.

Les participants de plus de 30 États Membres ont contribué à son élaboration ainsi qu'aux descriptions des installations et aux protocoles expérimentaux qu'elle contient. Ce recueil présente le contexte dans lequel s'inscrivent l'élaboration et la mise en œuvre d'exercices utilisant un réacteur de recherche et fournit les directives pratiques à appliquer à ces fins. Les exercices décrits s'adressent principalement aux étudiants finissants du premier cycle universitaire ou aux étudiants de troisième cycle en génie nucléaire ou en physique nucléaire. Néanmoins, ils peuvent également, si le contenu et la méthodologie en sont adaptés, être intégrés soit à la formation d'étudiants ne se destinant pas à travailler dans le domaine nucléaire, soit à la formation théorique et pratique des jeunes professionnels travaillant dans le nucléaire.

L'AIEA tient à remercier tou(te)s les participant(e)s et toutes les institutions participantes qui ont apporté leur contribution à la présente publication, ainsi que le Département d'État des États-Unis pour son appui financier. Elle remercie en particulier H. Böck (Autriche), L. Sklenka (République tchèque) et P. Cantero (Argentine) pour leur contribution à la rédaction et à la relecture de la présente publication. Au sein de l'AIEA, c'est à A. Borio di Tigliole, R. Sharma et A. Sitnikov, de la Division du cycle du combustible nucléaire et de la technologie des déchets, et à D. Ridikas, N. Pessoa Barradas et F. Foulon, de la Division des sciences physiques et chimiques, qu'a été confiée la réalisation de la présente publication.

NOTE DE L'ÉDITEUR

La présente publication a été élaborée à partir de documents originaux soumis par les personnes ayant contribué à sa rédaction. Elle n'a pas été éditée par l'équipe rédactionnelle de l'AIEA. Les opinions exprimées relèvent de la responsabilité de ces personnes et ne représentent pas nécessairement celles de l'AIEA ni de ses États Membres.

Ni l'AIEA ni ses États Membres n'assument une quelconque responsabilité pour les conséquences éventuelles de l'utilisation de la présente publication. La présente publication ne traite pas des questions de la responsabilité, juridique ou autre, résultant d'actes ou omissions imputables à une quelconque personne.

L'emploi d'appellations particulières pour désigner des pays ou des territoires n'implique de la part de l'éditeur, l'AIEA, aucune prise de position quant au statut juridique de ces pays ou territoires, ou de leurs autorités et institutions, ni quant au tracé de leurs frontières.

La mention de noms de sociétés ou de produits particuliers (qu'ils soient ou non signalés comme marques déposées) n'implique aucune intention d'empiéter sur des droits de propriété et ne doit pas être considérée non plus comme valant approbation ou recommandation de la part de l'AIEA.

C'est la responsabilité des auteurs d'obtenir l'autorisation nécessaire pour que l'AIEA puisse reproduire, traduire ou utiliser de la documentation provenant de sources déjà protégées par le droit d'auteur.

L'AIEA n'assume aucune responsabilité quant à la persistance ou l'exactitude des adresses URL de sites internet externes ou de tiers mentionnées dans la présente publication et ne peut garantir que le contenu desdits sites est ou demeurera exact ou approprié.

TABLE DES MATIÈRES

| | | |
|--------|---|----|
| 1. | INTRODUCTION | 1 |
| 1.1. | CONTEXTE | 1 |
| 1.2. | OBJECTIF | 1 |
| 1.3. | PORTÉE | 2 |
| 1.4. | STRUCTURE | 2 |
| 2. | UTILISATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE DANS L'ENSEIGNEMENT | 4 |
| 2.1. | ENSEIGNEMENT EN SCIENCES ET GÉNIE NUCLÉAIRES | 4 |
| 2.2. | UTILISATEURS POTENTIELS | 6 |
| 2.3. | ÉTUDIANTS SUR LE SITE D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE | 7 |
| 2.3.1. | Intégration des exercices utilisant un réacteur de recherche et des programmes universitaires..... | 7 |
| 2.3.2. | Niveau des programmes d'études | 8 |
| 2.4. | UTILISATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE EN TANT QU'OUTILS PÉDAGOGIQUES | 8 |
| 2.5. | PRESCRIPTIONS SPÉCIFIQUES EN MATIÈRE DE FORMATION UTILISANT UN RÉACTEUR DE RECHERCHE | 10 |
| 2.6. | UTILISATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE DANS LA FORMATION | 13 |
| 3. | VUE D'ENSEMBLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE DES RÉACTEURS DE RECHERCHE | 16 |
| 3.1. | CONCEPTS DE BASE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE | 16 |
| 3.1.1. | Contexte | 16 |
| 3.1.2. | Objectif, principes et concepts fondamentaux de sûreté..... | 17 |
| 3.2. | RADIOPROTECTION | 23 |
| 3.3. | GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS | 25 |
| 3.4. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 25 |
| 3.5. | EXERCICES SUR LES QUESTIONS DE SÛRETÉ LIÉES À L'EXPLOITATION D'UN RÉACTEUR | 27 |
| 3.5.1. | Objectif des exercices | 27 |
| 3.5.2. | Matériel et conditions | 27 |
| 3.5.3. | Méthodologie | 28 |
| 3.5.4. | Considérations de sûreté | 30 |
| 3.5.5. | Documents | 32 |
| 3.5.6. | Questions aux étudiants | 33 |
| 4. | SYSTÈME DE CONTRÔLE-COMMANDE DU RÉACTEUR..... | 34 |
| 4.1. | CONTEXTE | 34 |
| 4.2. | THÉORIE | 34 |
| 4.2.1. | Systèmes de contrôle-commande des réacteurs de recherche | 34 |
| 4.2.2. | Instrumentation nucléaire | 36 |
| 4.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 38 |

| | | |
|--------|---|----|
| 4.4. | EXERCICES PORTANT SUR L'INSTRUMENTATION | |
| | NEUTRONIQUE..... | 40 |
| 4.4.1. | Objectif de l'exercice..... | 40 |
| 4.4.2. | Matériel et conditions..... | 40 |
| 4.4.3. | Méthodologie..... | 40 |
| 4.4.4. | Considérations de sûreté..... | 44 |
| 4.4.5. | Documents..... | 44 |
| 4.4.6. | Questions aux étudiants..... | 45 |
| 5. | MESURE DU FLUX NEUTRONIQUE..... | 46 |
| 5.1. | CONTEXTE..... | 46 |
| 5.2. | THÉORIE..... | 46 |
| 5.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 49 |
| 5.4. | EXERCICES DE CARTOGRAPHIE DU FLUX NEUTRONIQUE..... | 50 |
| 5.4.1. | Objectif de l'exercice..... | 50 |
| 5.4.2. | Matériel et conditions..... | 51 |
| 5.4.3. | Méthodologie..... | 52 |
| 5.4.4. | Considérations de sûreté..... | 54 |
| 5.4.5. | Documents..... | 55 |
| 5.4.6. | Questions aux étudiants..... | 55 |
| 6. | EXPÉRIENCE DE CRITICITÉ..... | 57 |
| 6.1. | CONTEXTE..... | 57 |
| 6.2. | THÉORIE..... | 57 |
| 6.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 61 |
| 6.4. | EXERCICES CONCERNANT L'EXPÉRIENCE DE CRITICITÉ..... | 62 |
| 6.4.1. | Objectif de l'exercice..... | 62 |
| 6.4.2. | Matériel et conditions..... | 63 |
| 6.4.3. | Méthodologie..... | 64 |
| 6.4.4. | Considérations de sûreté..... | 65 |
| 6.4.5. | Documents..... | 66 |
| 6.4.6. | Questions aux étudiants..... | 67 |
| 7. | CINÉTIQUE DES RÉACTEURS..... | 68 |
| 7.1. | CONTEXTE..... | 68 |
| 7.2. | THÉORIE..... | 68 |
| 7.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 73 |
| 7.4. | EXERCICES SUR LA CINÉTIQUE DES RÉACTEURS..... | 74 |
| 7.4.1. | Objectif des exercices..... | 74 |
| 7.4.2. | Matériel et conditions..... | 74 |
| 7.4.3. | Méthodologie..... | 75 |
| 7.4.4. | Considérations de sûreté..... | 77 |
| 7.4.5. | Documents..... | 77 |
| 7.4.6. | Questions aux étudiants..... | 78 |
| 8. | MAÎTRISE DE LA RÉACTIVITÉ..... | 79 |
| 8.1. | CONTEXTE..... | 79 |
| 8.2. | THÉORIE..... | 79 |

| | | |
|------|---|-----|
| 8.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 85 |
| | 8.3.1. Étalonnage des barres de commande..... | 85 |
| | 8.3.2. Influence des composants du cœur sur la réactivité..... | 86 |
| | 8.3.3. Paramètres de sûreté liés à la réactivité du cœur..... | 86 |
| 8.4. | EXERCICES D'ÉTALONNAGE DES BARRES DE COMMANDE... | 87 |
| | 8.4.1. Objectif..... | 87 |
| | 8.4.2. Matériel et conditions..... | 87 |
| | 8.4.3. Méthodologie..... | 87 |
| | 8.4.4. Considérations de sûreté..... | 91 |
| | 8.4.5. Documents..... | 92 |
| | 8.4.6. Questions aux étudiants..... | 92 |
| 8.5. | INFLUENCE DES COMPOSANTS DU CŒUR SUR LA RÉACTIVITÉ..... | 92 |
| | 8.5.1. Objectif..... | 92 |
| | 8.5.2. Matériel et conditions..... | 93 |
| | 8.5.3. Méthodologie..... | 93 |
| | 8.5.4. Considérations de sûreté..... | 96 |
| | 8.5.5. Documents..... | 96 |
| | 8.5.6. Questions aux étudiants..... | 97 |
| 8.6. | PARAMÈTRES DE SÛRETÉ LIÉS À LA RÉACTIVITÉ DU CŒUR..... | 97 |
| | 8.6.1. Objectif..... | 97 |
| | 8.6.2. Matériel et conditions..... | 98 |
| | 8.6.3. Méthodologie..... | 99 |
| | 8.6.4. Considérations de sûreté..... | 100 |
| | 8.6.5. Documents..... | 101 |
| | 8.6.6. Questions aux étudiants..... | 101 |
| 9. | DYNAMIQUE DU RÉACTEUR..... | 102 |
| 9.1. | CONTEXTE..... | 102 |
| 9.2. | THÉORIE..... | 102 |
| | 9.2.1. Coefficient de réactivité de la température du combustible..... | 103 |
| | 9.2.2. Coefficient de réactivité de la température du modérateur..... | 103 |
| | 9.2.3. Coefficient de vide de réactivité..... | 105 |
| | 9.2.4. Contre-réaction de réactivité à long terme..... | 106 |
| 9.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 110 |
| | 9.3.1. Exercices sur la dynamique des réacteurs..... | 110 |
| | 9.3.2. Exercices sur la contre-réaction de réactivité à long terme..... | 111 |
| 9.4. | EXERCICES SUR LA DYNAMIQUE DES RÉACTEURS..... | 112 |
| | 9.4.1. Objectif..... | 112 |
| | 9.4.2. Matériel et conditions..... | 112 |
| | 9.4.3. Méthodologie..... | 113 |
| | 9.4.4. Considérations de sûreté..... | 115 |
| | 9.4.5. Documents..... | 116 |
| | 9.4.6. Évaluation..... | 116 |
| 9.5. | EXERCICE SUR LA CONTRE-RÉACTION DE RÉACTIVITÉ À LONG TERME..... | 117 |
| | 9.5.1. Objectif..... | 117 |
| | 9.5.2. Matériel et conditions..... | 117 |
| | 9.5.3. Méthodologie..... | 118 |

| | | |
|---------|--|-----|
| 9.5.4. | Considérations de sûreté | 120 |
| 9.5.5. | Documents | 120 |
| 9.5.6. | Évaluation | 121 |
| 10. | CALIBRAGE DE LA PUISSANCE D'UN RÉACTEUR | 122 |
| 10.1. | CONTEXTE | 122 |
| 10.2. | THÉORIE | 122 |
| 10.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 125 |
| 10.4. | EXERCICE SUR LE CALIBRAGE DE LA PUISSANCE D'UN RÉACTEUR | 126 |
| 10.4.1. | Objectif | 126 |
| 10.4.2. | Matériel et conditions | 126 |
| 10.4.3. | Méthodologie | 127 |
| 10.4.4. | Considérations de sûreté | 129 |
| 10.4.5. | Documents | 130 |
| 10.4.6. | Questions aux étudiants | 130 |
| 11. | ANALYSE PAR ACTIVATION NEUTRONIQUE..... | 131 |
| 11.1. | CONTEXTE | 131 |
| 11.2. | THÉORIE | 131 |
| 11.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 133 |
| 11.4. | EXERCICE SUR L'ANALYSE PAR ACTIVATION NEUTRONIQUE..... | 134 |
| 11.4.1. | Objectif de l'exercice..... | 134 |
| 11.4.2. | Matériel et conditions | 134 |
| 11.4.3. | Méthodologie | 135 |
| 11.4.4. | Considérations de sûreté | 136 |
| 11.4.5. | Documents | 137 |
| 11.4.6. | Questions aux étudiants | 137 |
| 12. | AUTRES APPLICATIONS | 138 |
| 12.1. | CONTEXTE | 138 |
| 12.2. | THÉORIE | 138 |
| 12.2.1. | Neutronographie | 138 |
| 12.2.2. | Production de radio-isotopes et analyses par radiotraceurs | 140 |
| 12.2.3. | Chimie nucléaire et radiochimie | 141 |
| 12.2.4. | Transmutation neutronique | 142 |
| 12.2.5. | Géochronologie..... | 142 |
| 12.2.6. | Expériences menées sur les faisceaux de neutrons | 143 |
| 12.3. | ASPECTS LIÉS À LA FORMATION..... | 144 |
| 12.4. | EXERCICES PORTANT SUR LES AUTRES APPLICATIONS | 145 |
| 12.4.1. | Objectif | 145 |
| 12.4.2. | Matériel et conditions | 145 |
| 12.4.3. | Méthodologie | 145 |
| 12.4.4. | Considérations de sûreté | 148 |
| 12.4.5. | Documents | 150 |
| 12.4.6. | Questions aux étudiants | 150 |

| | |
|--|-----|
| RÉFÉRENCES..... | 151 |
| BIBLIOGRAPHIE | 153 |
| ANNEXE CONTENU DES FICHIERS ÉLECTRONIQUES COMPLÉMENTAIRES..... | 159 |
| LISTE DES ABRÉVIATIONS..... | 162 |
| PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE | 163 |

1. INTRODUCTION

1.1. CONTEXTE

Les différents pays poursuivent ou développent leurs applications pacifiques des technologies nucléaires en fonction de leurs objectifs nationaux. D'un côté, les pays qui mettent en œuvre depuis longtemps des programmes nucléaires doivent maintenir leur capacité dans ce domaine. De l'autre, les pays qui entreprennent de conduire des programmes nucléaires doivent renforcer leurs connaissances et leurs capacités en lançant des programmes nucléaires ou en stimulant l'intérêt pour les applications générales des sciences et technologies nucléaires.

Pour nombre de pays, les réacteurs de recherche ont été et sont toujours une première phase de la préparation d'un programme électronucléaire national. Pour d'autres pays, ces réacteurs ont été construits pour appuyer diverses applications de la neutronique, telles que la recherche fondamentale et appliquée, la production de radio-isotopes pour la médecine et l'industrie, et la caractérisation ou les essais de matériaux et d'échantillons pour l'industrie, l'archéologie, les études environnementales et bien d'autres applications [1].

Quel que soit le but final (programme électronucléaire national ou programmes en matière de sciences et d'applications nucléaires), les réacteurs de recherche sont d'excellents outils pour appuyer le renforcement des capacités nucléaires, qu'il s'agisse de l'enseignement universitaire ou de la formation des scientifiques, des ingénieurs et des techniciens dans de nombreux domaines de la science et du génie nucléaires. À cet égard, ces réacteurs jouent un rôle d'une importance capitale pour lier les connaissances théoriques acquises en classe à l'expérimentation pratique et concrète.

Le présent recueil a pour objectif de présenter un panorama complet de l'utilisation des réacteurs de recherche à des fins de formation théorique en milieu universitaire. Il rassemble un grand nombre de documents de référence utilisables par les établissements d'enseignement supérieur, en s'appuyant notamment sur les bonnes pratiques des États Membres de l'AIEA en ce qui concerne le renforcement des capacités nucléaires et sur les enseignements tirés par eux dans ce domaine, dans le but de partager et d'optimiser l'utilisation de ces réacteurs au sein des États Membres et entre eux. Il vise donc à contribuer à l'élaboration de programmes d'études universitaires reposant sur l'utilisation pratique des réacteurs de recherche et, de ce fait, à préserver et à développer les capacités nucléaires. Il renvoie également aux concepts et normes fondamentaux de sûreté afin de mieux faire connaître les aspects opérationnels et pédagogiques liés à la sûreté d'exploitation et d'utilisation de ces réacteurs. En outre, les informations générales et les directives pratiques qui y sont présentées peuvent être utilisées moyennant quelques ajustements mineurs pour élaborer les exercices utilisant un réacteur de recherche destinés à la formation de professionnels dans des domaines liés au nucléaire.

1.2. OBJECTIF

Le recueil est destiné à renseigner et éclairer les personnes qui ont entrepris ou prévoient d'entreprendre d'élaborer un contenu d'enseignement ou de nouveaux exercices pédagogiques utilisant un réacteur de recherche. Son objectif principal est de fournir des ressources

documentaires de haut niveau pour les exercices utilisant un réacteur de recherche¹ afin d'appuyer et d'améliorer l'étude expérimentale et l'expérimentation pratique en sciences et technologies nucléaires au niveau universitaire. Ces ressources documentaires peuvent également être utilisées comme point de départ pour élaborer des activités de formation pratique à l'intention des professionnels du secteur nucléaire. En outre, le recueil peut être utilisé pour :

- a) Donner aux États Membres se lançant dans un nouveau projet de réacteur de recherche d'utiles orientations pour mieux recenser les capacités de chaque type de réacteur de recherche à des fins d'enseignement ;
- b) Indiquer aux professeurs d'université et aux maîtres de conférences les exercices utilisant un réacteur de recherche qu'ils pourraient intégrer dans leurs programmes d'études ;
- c) Aider les gestionnaires de réacteurs de recherche à identifier dans le monde universitaire des parties prenantes et utilisateurs potentiels et à élaborer ou développer des exercices utilisant un réacteur de ce type dans leurs établissements.

1.3. PORTÉE

Le recueil porte sur les aspects théoriques et pratiques d'exercices utilisant un réacteur de recherche adaptés à l'enseignement universitaire. Il présente le cadre général de l'utilisation de ces réacteurs en tant qu'outils pédagogiques. Il fournit le cadre théorique et les directives concernant la manière d'élaborer 18 exercices utilisant un réacteur de recherche dans neuf domaines, les exercices introductifs étant suivis par des exercices consacrés à tel ou tel aspect de l'exploitation et des applications des réacteurs de recherche. La sûreté étant l'un des principaux piliers de l'exploitation et de l'utilisation de ces réacteurs, cette publication présente d'une manière synthétique les principes de sûreté fondamentaux de façon que le lecteur comprenne mieux les différents aspects de la sûreté nucléaire à prendre en considération lors de l'élaboration d'exercices utilisant un réacteur de recherche.

1.4. STRUCTURE

Le recueil comprend 12 sections et une annexe.

La section 1 présente le cadre, l'objet et l'utilisation prévue du recueil, ainsi que sa portée et sa structure.

La section 2 présente le cadre général de l'utilisation des réacteurs de recherche en tant qu'outils pédagogiques au service du renforcement des capacités humaines. Après avoir décrit succinctement les différents types et catégories de réacteurs de recherche disponibles dans le monde, cette section donne des informations générales sur les exercices ordinaires utilisant un réacteur de recherche qui sont communément intégrés aux programmes d'études universitaires, en fournissant des précisions particulières sur les aspects éducatifs des réacteurs de recherche. Elle renseigne également sur les catégories d'étudiants et de programmes d'études auxquels peut profiter l'utilisation des réacteurs de recherche en tant qu'outils pédagogiques, et présente, sous forme de tableaux simples, le lien entre les exercices utilisant un réacteur et les programmes universitaires, et entre les exercices et la puissance du réacteur demandée.

¹ Dans la présente publication, l'expression exercices utilisant un réacteur de recherche désigne la présentation, la démonstration, la séquence des opérations et l'expérimentation d'un réacteur de recherche (avec les résultats connus des expériences), qui sont conduites à des fins d'enseignement pour présenter, illustrer, démontrer et examiner les principes et les aspects pratiques de l'exploitation d'un réacteur de recherche et de son utilisation.

Les sections 3 à 12 présentent un panorama complet des sujets qui peuvent être traités dans le cadre des exercices pratiques réalisés avec un réacteur de recherche. Elles abordent les concepts généraux et le cadre théorique des exercices standard utilisant un réacteur de recherche réalisés à des fins d'enseignement, définissent les objectifs d'enseignement associés pour les étudiants et énoncent les grands principes de leur intégration aux différents types de programmes universitaires. On trouvera également dans chaque section une directive applicable à la réalisation d'exercices qui permet, étape par étape, de (continuer de) concevoir des exercices à réaliser avec un réacteur de recherche et d'établir leurs protocoles correspondants.

La section 3 traite de la sûreté nucléaire dans les réacteurs de recherche et des exercices associés, en abordant notamment les concepts fondamentaux de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de la gestion des déchets. La section 4 est consacrée aux systèmes de contrôle-commande des réacteurs de recherche. Elle est centrée sur l'instrumentation neutronique généralement utilisée pour les exercices. La section 5 est centrée sur les mesures du flux neutronique, à savoir la cartographie du flux neutronique en tant qu'exercice type. La section 6 porte sur les expériences de criticité, avec pour thème central l'approche des expériences en question. La section 7 est consacrée à la cinétique des réacteurs et aux exercices associés. La section 8 traite de la maîtrise de la réactivité. Elle est centrée sur l'étalonnage des barres de commande et les paramètres de sûreté relatifs à la réactivité du cœur et sur l'influence des composants du cœur sur la réactivité. Consacrée à la dynamique des réacteurs, la section 9 présente des exercices sur l'effet de vide, l'effet de température et la contre-réaction de réactivité à long terme. La section 10 porte sur le calibrage de la puissance du réacteur, et notamment sur la méthode calorimétrique et l'équilibre thermique. La section 11 est consacrée à l'analyse par activation neutronique (AAN). Enfin, la section 12 présente des applications de l'irradiation neutronique, notamment la neutronographie, la production de radio-isotopes, l'analyse par radiotraceurs, la chimie nucléaire et la radiochimie, la transmutation neutronique, la géochronologie et les expériences menées sur les faisceaux de neutrons.

2. UTILISATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE DANS L'ENSEIGNEMENT

2.1. ENSEIGNEMENT EN SCIENCES ET GÉNIE NUCLÉAIRES

L'un des problèmes les plus urgents que soulève l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire à travers le monde est la nécessité de fournir des experts et des professionnels bien formés et hautement qualifiés en sciences et génie nucléaires et dans leurs domaines d'application. Ce problème tient à plusieurs facteurs. Il y a tout d'abord le vieillissement du personnel responsable des programmes électronucléaires et nucléaires non énergétiques, qui requiert le renouvellement constant des capacités humaines. Le deuxième facteur est la nécessité de mettre en valeur les capacités du personnel d'exploitation essentiel, qu'il s'agisse des pays qui développent leurs programmes nucléaires ou de ceux qui se lancent dans des programmes nucléaires. La construction de nouveaux réacteurs de recherche ou de nouvelles centrales nucléaires et le développement et l'élargissement d'autres domaines de la science et de la technologie nucléaires nécessitent de faire appel à des professionnels du nucléaire partout dans le monde.

Un autre facteur à prendre en considération est le vieillissement du personnel affecté aux réacteurs de recherche et des réacteurs eux-mêmes, ainsi que la tendance à une lente diminution du nombre de réacteurs de recherche en exploitation. De fait, les réacteurs de recherche sont une source importante de renforcement des capacités, qu'il s'agisse des connaissances nucléaires ou de l'expérience, des compétences et des ressources humaines qualifiées dans ce domaine, qui sont toutes nécessaires aux programmes nucléaires (notamment électronucléaires). Dans nombre de pays, des facteurs sociaux doivent également entrer en ligne de compte, tels que l'attraction des jeunes pour une carrière dans le domaine nucléaire et leur disponibilité. En particulier, les femmes sont sous-représentées dans les programmes d'enseignement en sciences, technologie, ingénierie et mathématiques et les plans de carrière correspondants, et elles ne constituent que moins d'un quart des effectifs du secteur nucléaire dans le monde, ce qui nuit à sa compétitivité et à sa diversité [2].

Ces facteurs contribuent tous à la pénurie d'experts et de professionnels bien formés et hautement qualifiés dans le secteur nucléaire. Ce problème pose de nouveaux défis aux universités. Ces dernières années, de nouvelles tendances mondiales sont apparues dans le domaine de la formation au nucléaire, créant pour les universités et les réacteurs de recherche de nouveaux défis et de nouvelles opportunités à saisir.

L'une de ces tendances est liée à la demande d'une formation au nucléaire de haute qualité dans de nombreux domaines. Le fait que les employeurs demandent des personnes diplômées est très souvent l'une des principales motivations qui poussent les étudiants à choisir telle ou telle université et tel ou tel programme universitaire. Cette possibilité de trouver un emploi dans le secteur nucléaire existe, par exemple, dans l'exploitation et la maintenance de diverses installations nucléaires, la recherche nucléaire comme appui à la sûreté d'exploitation de ces installations, les compétences techniques à mettre à la disposition des organismes nationaux de réglementation, ainsi que le renouvellement du personnel, notamment des professeurs d'université et des chercheurs universitaires.

Une autre tendance mondiale qui se fait jour est l'essor de la recherche-développement dans les universités. Le développement rapide de la technologie nucléaire, des applications nucléaires et de la science nucléaire ouvre de nouvelles perspectives aux universités, qui sont des centres

de recherche fondamentale et appliquée, s'agissant de répondre à la demande de nouveaux chercheurs.

Enfin, on relève, du côté de l'industrie nucléaire, un accroissement de la demande de cours et d'une formation pratique de haut niveau à l'intention des jeunes professionnels, de formation permanente du personnel essentiel et de divers cours de courte durée. Les universités peuvent également répondre à cette demande et contribuer largement à la formation pratique du personnel des diverses installations nucléaires, des organismes nationaux de réglementation et des organismes d'appui technique.

Les conférences données et les cours dispensés dans les universités sont généralement complétés par des exercices pratiques menés dans des installations expérimentales. Dans le domaine de la formation au nucléaire, les installations expérimentales les plus appropriées sont les réacteurs de recherche, qui constituent des outils pédagogiques expérimentaux intéressants et de haute qualité et permettent d'inciter un plus grand nombre d'étudiants à se tourner vers la science et le génie nucléaires.

Les deux adjectifs de l'expression 'formation théorique et pratique' sont souvent utilisés comme synonymes, mais la formation théorique et la formation pratique sont deux disciplines distinctes. Ces deux disciplines utilisent des méthodes pédagogiques, des instruments et des matériels d'expérimentation identiques ou très similaires. En principe, elles sont très différentes du point de vue du public cible et de la somme des connaissances qui lui sont transmises.

Dans le cadre de la présente publication, la *formation* est un terme général qui n'est employé qu'en ce qui concerne les étudiants. Pendant le processus de formation, les étudiants doivent acquérir une vue d'ensemble du domaine étudié, ainsi que des connaissances précises sur un sujet spécialisé requises à l'un des niveaux universitaires, c'est-à-dire la licence, la maîtrise et le doctorat.

La *formation pratique* est généralement liée à une profession, et elle a pour principal objectif de préparer des professionnels à assumer certaines tâches. Il peut s'agir aussi bien de former de jeunes professionnels en début de carrière que de faire suivre à des travailleurs expérimentés un programme permanent de recyclage en fonction des postes qu'ils occupent. Aux fins de la présente publication, la formation pratique s'entend essentiellement de cours de courte durée à objectifs bien définis. La préparation des cours doit prendre en compte à la fois la formation initiale et les cours réguliers de remise à niveau. Le secteur nucléaire applique généralement la méthode de l'approche systématique de la formation, qui vise à garantir des résultats de qualité.

Les conditions et capacités existant au niveau des réacteurs de recherche pour réaliser des expériences au titre de la formation théorique peuvent également être mises en œuvre aux fins de la formation pratique ; il s'ensuit que le présent recueil peut également servir à élaborer des exercices utilisant un réacteur de recherche pour dispenser une formation pratique en science et technologie nucléaires.

Les résultats d'apprentissage qui peuvent être obtenus dans le cadre de la formation théorique et pratique faisant appel à des réacteurs de recherche ont été examinés dans la référence [1] pour le cas particulier du génie nucléaire ; ils montrent que ces réacteurs apportent des contributions spécifiques à la formation théorique dans ce domaine en :

- a) Permettant d'établir un lien entre la théorie et les événements réels susceptibles d'affecter le fonctionnement du réacteur : prendre en compte la sûreté d'exploitation et donner des informations pratiques pour faire comprendre les limites d'exploitation du réacteur qui sont elles-mêmes utilisées pour définir les limites et conditions d'exploitation (LCE) ou les caractéristiques des systèmes de sûreté, comme le système de protection du réacteur ;
- b) Donnant un exemple du travail de l'exploitant : mettre en évidence son rôle, faire preuve d'une approche professionnelle de son activité et comprendre l'importance de la culture de sûreté ;
- c) Donnant à voir en quoi consiste un réacteur : bâtiment, cœur, système de contrôle et de surveillance, système de mise à l'arrêt, principaux systèmes de refroidissement, systèmes de climatisation et d'appoint en eau, contrôle-commande, notamment les capteurs et les systèmes de contrôle et de surveillance du réacteur et de l'environnement, et autres systèmes ;
- d) Faisant acquérir une expérience des contraintes et des conditions physiques réelles de l'exploitation d'une installation nucléaire : se familiariser avec la documentation et les procédures obligatoires, et saisir leur lien avec la sûreté, la sécurité, la radioprotection et la culture de sûreté ;
- e) Montrant comment utiliser certains dispositifs de mesure et déterminer l'exactitude des résultats des expériences ;
- f) Faisant réaliser des études approfondies sur des aspects particuliers concernant la physique et l'exploitation des réacteurs (notamment le plan de chargement du combustible et les calculs correspondants, et l'impact du facteur de modération) ;
- g) Vérifiant les concepts théoriques dans le cadre d'expériences et en montrant les limites de la simulation et de la modélisation ;
- h) Faisant fonctionner de manière automatique un réacteur de recherche sous la surveillance du personnel d'exploitation.

On voit que les exercices pédagogiques utilisant des réacteurs de recherche permettent d'acquérir une formation et une expérience pratiques aux fins d'un programme de génie nucléaire, notamment en favorisant l'acquisition progressive de connaissances, de compétences et d'aptitudes, ainsi que la réalisation d'expériences concrètes. C'est ce qui ressort des avis positifs recueillis auprès des étudiants ayant participé aux travaux de laboratoire, qui soulignent l'importance d'être mis directement en contact avec un réacteur nucléaire grâce à la réalisation des exercices et à l'exploitation d'un réacteur.

2.2. UTILISATEURS POTENTIELS

L'un des groupes d'utilisateurs du recueil est constitué par les professeurs d'université et les conférenciers, qui assurent une formation en science et technologie nucléaires et ont accès à un réacteur de recherche. Ils peuvent s'inspirer de ce recueil pour dispenser des programmes de formation théorique complétés par une composante expérimentale reposant sur l'utilisation d'un réacteur de recherche. L'incorporation de l'étude expérimentale dans un programme universitaire est un processus de longue durée qui nécessite des discussions approfondies entre le personnel universitaire et le personnel d'exploitation d'un réacteur.

Les chercheurs en poste dans les universités et établissements de recherche ou travaillant directement sur le site d'un réacteur de recherche peuvent utiliser ce recueil pour aider dans leur travail les jeunes collaborateurs, c'est-à-dire les jeunes titulaires d'une licence, d'une maîtrise ou d'un doctorat, en les mettant ainsi en mesure de mener leurs activités de recherche.

Les étudiants de différentes universités peuvent l'utiliser comme référence pendant leurs études universitaires quel qu'en soit le niveau (licence, maîtrise ou doctorat).

Enfin, les décideurs en poste dans les organismes exploitant un réacteur de recherche, les responsables de réacteur et les personnes donnant des conférences sur les réacteurs de recherche peuvent y puiser des moyens d'élargir l'utilisation de leurs réacteurs de recherche et installations associées.

Comme indiqué précédemment, d'une façon plus générale, ce recueil peut être utilisé par des organismes et des formateurs souhaitant élaborer des activités de formation pratique utilisant des réacteurs de recherche à l'intention des professionnels de domaines mettant en jeu la science et la technologie nucléaires ou élargir la portée de ces activités.

2.3. ÉTUDIANTS SUR LE SITE D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

2.3.1. Intégration des exercices utilisant un réacteur de recherche et des programmes universitaires

Les réacteurs de recherche peuvent être utilisés dans un but de formation à tous les niveaux universitaires, c'est-à-dire la licence, la maîtrise et le doctorat. Ils peuvent offrir un large éventail d'exercices à incorporer dans des programmes d'études très divers, notamment intersectoriels. D'une manière générale, un réacteur de recherche se prête à deux principaux types d'exercices pédagogiques.

Le premier est lié au réacteur lui-même en tant qu'installation technique complexe. L'étude des caractéristiques de ce réacteur en régime permanent ou transitoire permet aux étudiants de comprendre non seulement les principes fondamentaux du fonctionnement du réacteur et les principes physiques et phénomènes sous-jacents, mais aussi les concepts généraux liés aux principes applicables aux centrales nucléaires et aux modes de fonctionnement de ces dernières. Ce groupe d'exercices comprend ceux qui sont décrits dans les sections 4 à 10. Ces exercices s'adressent plus particulièrement aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire. Ils peuvent également convenir aux personnes étudiant d'autres disciplines liées au nucléaire, comme le génie radiologique, la radioprotection, la radiochimie et la chimie nucléaire, l'énergie nucléaire, la sûreté et la sécurité nucléaires, et la gestion des déchets nucléaires, ainsi qu'aux personnes étudiant des disciplines connexes, comme l'énergétique, le génie mécanique et le génie électrique.

Le second type d'exercices est lié à l'utilisation d'un réacteur de recherche en tant que source de rayonnement, c'est-à-dire, principalement, de rayonnement neutronique et gamma. Les neutrons émis par les réacteurs de recherche peuvent trouver des applications dans la recherche-développement menée dans pratiquement tous les domaines, dans l'industrie, l'agriculture, la préservation du patrimoine culturel, ainsi que dans le cadre des études relatives à l'environnement, l'alimentation et la santé. Les exercices décrits dans les sections 11 et 12 relèvent de ce groupe. En particulier, ces informations seront particulièrement utiles aux personnes qui se spécialisent en neutronique et dans ses applications ou dans les techniques non destructives, et à celles qui étudient, entre autres sujets, l'archéologie, la géologie, la biologie, les sciences de la Terre et de l'environnement, la science du patrimoine culturel et la criminalistique.

2.3.2. Niveau des programmes d'études

Le niveau des exercices (de base, intermédiaire ou avancé) et leur durée dépendent strictement du programme d'études de chaque groupe d'utilisateurs. Le niveau de base correspond habituellement aux exercices qui ne donnent lieu qu'à des démonstrations ou observations, sans la participation active des étudiants. Le niveau intermédiaire est généralement celui des exercices requérant de la part des étudiants une certaine quantité de travail actif, notamment un dispositif expérimental, des mesures et l'analyse des valeurs mesurées. Au niveau avancé, les exercices sont généralement menés dans des conditions différentes et à l'aide de méthodes diverses, et permettent de mieux comprendre les phénomènes étudiés. Les étudiants sont alors largement associés aux calculs, aux mesures, à l'analyse des valeurs mesurées et, dans certains exercices, à une étude du cadre réglementaire et des procédures d'exploitation appliqués à l'utilisation du réacteur.

Les personnes souhaitant utiliser les réacteurs de recherche à des fins de formation peuvent partir de la matrice qui montre la relation entre les exercices utilisant l'un de ces réacteurs et les programmes universitaires (voir la section 2.6). L'incorporation de l'étude expérimentale dans un programme universitaire nécessitera une collaboration étroite entre le personnel universitaire, le personnel d'exploitation d'un réacteur et les responsables du réacteur.

L'importance des aspects liés à la sûreté de l'exploitation et de l'utilisation des réacteurs de recherche est soulignée tout au long du présent recueil. C'est la raison pour laquelle la section 3 explique les aspects liés à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. De fait, la sûreté nucléaire et la radioprotection doivent être bien comprises et efficacement mises en œuvre par toutes les parties associées à des activités de formation utilisant un réacteur de recherche, c'est-à-dire les professeurs, les conférenciers et les étudiants. De la sorte, la culture de sûreté et les bonnes pratiques en la matière seront correctement mises en place et appliquées.

2.4. UTILISATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE EN TANT QU'OUTILS PÉDAGOGIQUES

Plus de 840 réacteurs de recherche ont été construits et exploités depuis le 2 décembre 1942, lorsque le premier réacteur, appelé Chicago Pile 1, a divergé pour la première fois. À l'heure actuelle, quelque 235 réacteurs de recherche sont encore exploités dans 54 pays. Avec les centrales nucléaires, ces réacteurs sont les installations nucléaires les plus courantes dans le monde.

Le terme générique « réacteur de recherche » couvre un large éventail de réacteurs non producteurs de puissance, allant des assemblages sous-critiques aux assemblages critiques et des réacteurs de recherche de faible puissance aux réacteurs de recherche de forte puissance. Il n'existe pas de définition unique d'un réacteur de recherche. Celle que l'AIEA emploie le plus couramment est basée sur l'utilisation potentielle d'un tel réacteur :

« Un réacteur de recherche est un réacteur nucléaire utilisé essentiellement pour la production et l'utilisation de flux de neutrons et de rayonnements ionisants pour la recherche et à d'autres fins, y compris les installations expérimentales associées au réacteur, les installations d'entreposage, de manipulation et de traitement des matières radioactives qui se trouvent sur le même site et qui sont directement liées à l'exploitation sûre du réacteur de recherche. Les installations communément appelées assemblages critiques et sous-critiques en font également partie. » [3].

De même, le Glossaire de sûreté de l'AIEA (2016) définit l'assemblage critique comme suit : « assemblage contenant des matières fissiles et conçu pour entretenir une réaction de fission en chaîne contrôlée à basse puissance, qui est utilisé pour étudier la géométrie et la composition d'un cœur » [4].

Les réacteurs de recherche ont été construits en tant que réacteurs à neutrons thermiques ou rapides, sous la forme de systèmes essentiellement hétérogènes, mais aussi homogènes. La quasi-totalité des réacteurs de recherche peuvent être classés en trois grandes catégories : les réacteurs de type piscine, les réacteurs à cuve ou les réacteurs à cuve en piscine. Depuis le début des années 50, on a construit des dizaines de réacteurs de recherche. Nombre d'entre eux, de conception particulière, n'ont été construits qu'à un seul exemplaire, tandis que quelques autres l'ont été en maints endroits et dans plusieurs pays. Les réacteurs de recherche communément utilisés dans les activités de formation théorique et pratique sont notamment les suivants [5] : Aerojet General Nucleonics (AGN), Argonne's Nuclear Assembly for University Training (ARGONAUT), Réacteur source de neutrons miniature (RSNM), Safe LOW-Power Kritical Experiment (SLOWPOKE), Siemens-Unterrichtsreaktor (SUR), Water-Water Reactor (WWR), Réacteur de recherche type (IRT, du russe « Исследовательский Реактор Типовой ») et les réacteurs de recherche TRIGA (pour « Training, Research, Isotopes, General Atomics »).

Il n'existe pas de classification unique à l'échelon mondial des réacteurs de recherche en fonction de leurs flux de neutrons ou de leur puissance thermique, qui sont équivalents. Ce recueil présente deux classifications utilisées par l'AIEA. Dans la publication n° NP-T-5.3 de la collection Énergie nucléaire de l'AIEA intitulée *Applications of Research Reactors* [6], cinq limites de puissance sont définies en fonction des applications potentielles des réacteurs de recherche : jusqu'à 1 kW, jusqu'à 100 kW, jusqu'à 1 MW, jusqu'à 10 MW et au-dessus de 10 MW. Ces limites de puissance correspondent aux applications potentielles de ces réacteurs, et cette classification est utile aux personnes souhaitant utiliser ces derniers. Toutefois, la Base de données sur les réacteurs de recherche (RRDB) de l'AIEA classe comme suit les réacteurs de recherche selon que leur puissance est : inférieure à 1 kW, égale ou supérieure à 1 kW, inférieure à 1 MW et égale ou supérieure à 1 MW [5].

La RRDB utilise également une classification de ces réacteurs qui repose sur le flux de neutrons utilisable au niveau du réacteur. Un réacteur de recherche à faible flux a un flux neutronique allant jusqu'à $10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$, un réacteur à flux moyen a un flux neutronique compris entre $10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ et $10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$, et un réacteur à haut flux a un flux neutronique supérieur à $10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$. Ces niveaux de flux définissent également les applications que les réacteurs de recherche peuvent avoir. Dans la mesure où la relation entre le flux neutronique et la puissance dépend fortement de la conception du réacteur, il n'est pas possible d'établir une correspondance exacte entre le flux et la puissance. On peut utiliser la corrélation approximative suivante : les réacteurs de recherche à faible flux ont généralement une puissance allant jusqu'à 1 MW, pour les réacteurs à flux moyen, la puissance est comprise entre 100 kW et 20 MW, et elle est supérieure à 10 MW pour les réacteurs à haut flux. Lorsque l'on envisage de mener des activités de formation, certains aspects doivent être pris en considération. Nombre d'exercices utilisant un réacteur de recherche imposent de réaliser une séquence d'opérations spécialisées ou de faire fonctionner le réacteur à un niveau de puissance pouvant être considéré comme « faible ». C'est le cas lorsque les exercices sont menés à des puissances inférieures à 1 kW pour exclure les effets de la rétroaction de la température ou à 100 kW pour exclure ceux de l'empoisonnement. Les réacteurs à flux moyen et haut ont des coûts de fonctionnement élevés et sont souvent associés à des activités multiples, ce qui peut limiter leur flexibilité pour les activités de formation. Compte tenu de ces différents aspects, la terminologie ci-après a été

adoptée dans le présent recueil : les termes « faible puissance », « puissance moyenne » et « forte puissance » s'appliquent à des réacteurs de recherche d'une puissance allant jusqu'à 1 MW, comprise entre 1 et 10 MW et supérieure à 10 MW, respectivement.

Les réacteurs de recherche diffèrent des réacteurs nucléaires de puissance et se différencient entre eux par leur conception, leur mode de fonctionnement, leur utilisation et les risques associés. Ils fonctionnent à un niveau de puissance plus faible et à des températures et à des pressions moins élevées que les centrales nucléaires. Une autre différence essentielle concerne la construction des réacteurs de recherche, qui affichent une puissance représentant 10 ordres de grandeur (comprise entre le mW et des centaines de MW) et dont certains peuvent fonctionner à la fois en régime permanent (mode standard) ou en mode impulsion. Une autre caractéristique des réacteurs de recherche est leur variabilité d'exploitation (configurations du cœur souvent différentes et modifications fréquentes de la puissance, fréquentes séquences de démarrage et de mise à l'arrêt), la flexibilité de l'instrumentation expérimentale et les fréquents changements d'instruments. Ces réacteurs, principalement ceux de faible puissance, ont une autre caractéristique : ils sont généralement exploités par un petit groupe d'opérateurs, composé de chercheurs et de conférenciers et souvent aussi d'étudiants.

Sur le plan de la sûreté, une attention particulière doit être apportée aux activités menées avec ces réacteurs car les caractéristiques des installations nucléaires de ce type font l'objet de modifications fréquentes et importantes, qui sont notamment les suivantes :

- a) Manipulation de composants du cœur du réacteur dans le cœur ou à proximité ;
- b) Valeur de réactivité importante ;
- c) Modifications rapides et fréquentes de la puissance du réacteur ;
- d) Retard des effets de retours d'information négatifs à basse puissance, c'est-à-dire à une puissance inférieure à quelques kW ;
- e) Influence de l'instrumentation expérimentale et des échantillons dans le cœur et le réflecteur ;
- f) Interactions potentielles entre les expériences et l'exploitation du réacteur.

2.5. PRESCRIPTIONS SPÉCIFIQUES EN MATIÈRE DE FORMATION UTILISANT UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

La longue expérience de nombreux États Membres montre que la formation utilisant un réacteur de recherche a des prescriptions spécifiques susceptibles de créer des difficultés qui peuvent limiter, voire entraver la mise en place d'un programme de formation utilisant un réacteur de ce type. Ces difficultés peuvent être de nature variée : temps d'exploitation du réacteur à des fins de formation, disponibilité des opérateurs, accessibilité et disponibilité de l'instrumentation, et aspects économiques liés au fonctionnement du réacteur uniquement à des fins de formation.

La formation ne pourrait être une source importante de revenu que pour les réacteurs universitaires de faible puissance. Il est fréquent que les universités ne disposent pas des fonds nécessaires pour acquitter les coûts de fonctionnement d'un réacteur de recherche utilisé à des fins de formation. La formation nécessite habituellement un appui financier, fourni par l'État ou l'industrie, ou sous la forme de bourses et de projets nationaux et internationaux de recherche et d'études. Le nombre d'opérateurs de réacteur de recherche ou d'assemblage critique de faible puissance est généralement très faible, et chacun d'eux s'acquitte de plusieurs tâches liées au fonctionnement du réacteur. Dans le cas des réacteurs de recherche universitaires, les

professeurs et les conférenciers de l'établissement peuvent coopérer avec les opérateurs en tant que conférenciers et, dans certains cas, en tant que membres de l'équipe d'exploitation.

Les réacteurs de recherche sont habituellement utilisés aux fins de plusieurs applications différentes, et seule une poignée d'entre eux dans le monde fonctionnent à des fins de formation. Lors de la planification stratégique de l'utilisation d'un tel réacteur, il est très important de prendre en compte les priorités à court et à long terme. Si plusieurs applications sont prévues, il faut disposer de différents types d'instruments, ce qui entraîne des investissements plus importants, des coûts de fonctionnement plus élevés et une maintenance et des mises à niveau plus onéreuses. On a alors également besoin d'un personnel plus nombreux, comme les conférenciers participant à la formation, les chercheurs spécialisés en recherche-développement et les opérateurs assurant des activités particulières d'exploitation du réacteur, par exemple pour la production de radio-isotopes ; au cas où le réacteur serait largement mis à contribution pour fournir des produits et services commerciaux, un personnel chargé de la commercialisation pourrait également être nécessaire. De plus, l'existence d'un plus grand nombre de domaines d'application pour un réacteur de recherche donné implique différents types de clients, dont les styles de travail et les budgets diffèrent entre eux, comme les universités, les établissements de recherche, les organisations nationales et internationales et les entreprises.

La formation utilisant un réacteur de recherche présente plusieurs contraintes qu'il s'agit de surmonter si la direction envisage d'assurer une formation de ce type. Le temps d'utilisation d'un réacteur à des fins de formation est limité au temps nécessaire aux conférences et aux expériences, et doit faire l'objet d'une coordination avec la planification d'autres activités. Habituellement, le schéma opérationnel nécessaire aux activités de formation présente une structure type dans laquelle les heures de pointe sont comprises entre 9 heures et 13 heures et entre 14 heures et 17 heures, du lundi au vendredi, pendant l'année universitaire.

Le plan d'exploitation du réacteur, comprenant notamment les activités de formation théorique et pratique, doit être élaboré compte tenu des autres activités menées dans l'installation (recherche, irradiation et maintenance, notamment). En même temps que les coûts opérationnels élevés, c'est là l'une des raisons pour lesquelles les réacteurs polyvalents de forte puissance ne sont pas communément utilisés pour mener des activités de formation régulières, à l'exception de la participation d'étudiants diplômés à des projets de recherche-développement.

La formation utilisant un réacteur de recherche est particulière et diffère des activités scientifiques et de recherche menées à l'aide d'un réacteur de ce type. Vu l'investissement nécessaire et les coûts de fonctionnement d'un réacteur de recherche, la formation de ce type est plus onéreuse que celle qui utilise d'autres types de laboratoires universitaires. En d'autres termes, l'utilisation d'un réacteur de recherche à des fins de formation doit être planifiée efficacement de façon à éviter d'avoir à supporter des coûts de fonctionnement élevés et inutiles. La présence dans les universités et les réacteurs de recherche d'un matériel de pointe et l'élaboration de méthodologies applicables à la formation théorique et pratique sont des évolutions constatées partout dans le monde aujourd'hui. Une formation efficace utilisant un réacteur de recherche implique d'adapter la méthodologie de formation aux connaissances initiales des étudiants et d'utiliser les bons instruments didactiques expérimentaux. On garantit ainsi l'efficacité de la formation des étudiants utilisant un réacteur de recherche. Pour faire face à des coûts opérationnels élevés, il importe d'utiliser le temps d'exploitation du réacteur d'une manière aussi efficace que possible.

La formation des étudiants titulaires d'une licence ou d'une maîtrise nécessite des efforts particuliers et, parfois, des instruments didactiques spécifiques. Le matériel expérimental standard peut être trop complexe ou les étudiants peuvent ne pas être familiarisés avec ses principes de fonctionnement. Dans ce cas, il faut mettre au point ou acquérir des instruments didactiques spéciaux. Le mieux est d'utiliser des instruments simples pour réaliser des expériences qui devraient consister à faire la démonstration d'un seul phénomène donné à la fois, puis à le visualiser ou l'illustrer. Les doctorants sont censés posséder des connaissances suffisantes pour comprendre des phénomènes complexes, et l'on peut alors utiliser communément le matériel expérimental standard aux fins de la recherche.

Pour réaliser une expérience didactique, il est bon d'utiliser plusieurs chaînes de mesure parallèles, chacune étant équipée d'un matériel similaire. Chaque chaîne peut être utilisée par un groupe d'étudiants indépendant, ce qui permet de faire réaliser l'expérience par plusieurs groupes en même temps et, de ce fait, d'optimiser l'utilisation du temps d'exploitation du réacteur. Par exemple, les mesures de flux peuvent être effectuées à l'aide de plusieurs détecteurs situés en différents endroits, ou plusieurs échantillons peuvent être irradiés simultanément et leur activité mesurée ultérieurement dans des spectromètres gamma distincts. Le nombre optimal d'étudiants d'un groupe indépendant est généralement de 2 ou 3 car, s'ils sont plus nombreux, ceux qui n'auront rien à faire risquent de s'ennuyer ou de déranger les autres. Le nombre de chaînes de mesure est le principal facteur de limitation du nombre d'étudiants qui pourraient être acceptés dans une expérience de ce type. D'un autre côté, pour augmenter le nombre de chaînes, il faut disposer de davantage d'espace et de fonds à investir.

Une salle ou zone de conférence est indispensable pour que le conférencier puisse réexposer succinctement la théorie nécessaire et présenter les exercices. Le mieux est d'établir la salle ou zone de conférence directement à l'intérieur de la salle du réacteur (ou, le cas échéant, de la salle de commande), où les étudiants puissent commencer de faire les exercices pratiques dès la fin de la conférence. Si la salle de conférence se trouve dans le bâtiment du réacteur (ou dans le même bâtiment pour les installations qui partagent le bâtiment avec d'autres), cette solution est suffisante (bien que la procédure d'admission dans la salle du réacteur puisse prendre du temps, ce qui doit être pris en considération lors de la programmation des activités). Il n'est pas efficace d'utiliser une salle de conférence dans un autre bâtiment car la logistique nécessaire (par ex. mettre une blouse et des chaussures et se rendre dans un autre bâtiment, puis faire la même chose dans la salle du réacteur) diminuerait la capacité des étudiants de se concentrer sur l'exercice.

La formation pratique au fonctionnement du réacteur de recherche impose de disposer de suffisamment d'espace dans la salle de commande. Certaines installations peuvent comprendre une salle de commande pédagogique. Pour plusieurs exercices, concernant en particulier la cinétique et la dynamique des réacteurs, l'accès direct aux données d'exploitation est nécessaire ; il peut être obtenu en rendant accessibles les instruments opérationnels, habituellement dans la salle de commande, ou à l'aide de l'informatique. Il est nécessaire d'établir à l'avance à l'intention des étudiants un manuel sur support papier ou électronique contenant une brève présentation de la théorie, les principaux objectifs des exercices, les procédures de mesure, les procédures de traitement et d'évaluation des données, ainsi que les instructions de sûreté qui sont nécessaires avant d'entreprendre une activité de formation. Une différenciation visuelle entre les étudiants et le personnel est recommandée, en particulier en cas d'urgence. Il est impératif que la salle du réacteur soit bien rangée et propre et que les conférenciers et les opérateurs aient un comportement professionnel au quotidien si l'on veut inculquer une culture de sûreté aux étudiants. Les aspects pratiques de la sûreté d'exploitation

d'un réacteur de recherche (radioprotection, problèmes de sûreté et de sécurité) sont un élément important de la formation qui ne devrait pas être négligé.

On dit que la « période d'un étudiant n'est que d'un an », en ce sens que, chaque année universitaire, de nouveaux étudiants commencent à travailler en utilisant le réacteur de recherche, et il n'y a généralement pas assez de temps pour faire plusieurs exercices avec le même groupe d'étudiants. Les exercices utilisant un réacteur de recherche font souvent partie des programmes universitaires standard. Trois heures seulement sont généralement accordées pour un de ces exercices, afin de soutenir l'attention des étudiants pour qu'ils la concentrent sur l'exercice et de faire en sorte que l'enseignement demeure efficace. En règle générale, un cours donne lieu à 10 exercices au maximum. Il est généralement demandé aux professeurs et aux conférenciers de faire faire chaque année les mêmes exercices de base, ce qui veut dire que 80 à 90 % du temps consacré à la formation utilisant un réacteur de recherche ne sont remplis que par quelques exercices. Le reste du temps est consacré aux étudiants ayant des intérêts particuliers. Il importe d'en tenir compte lorsque l'on élabore la composante formation de l'utilisation des réacteurs de recherche. La qualité des exercices pédagogiques est indispensable à l'efficacité et à la durabilité de la formation utilisant un réacteur de ce type. La mise au point d'un programme bien structuré assorti d'un petit nombre d'exercices offrira plus d'avantages qu'un programme comportant une longue série d'exercices.

2.6. UTILISATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE DANS LA FORMATION

Les deux tableaux ci-après peuvent servir de première ligne directrice pour élaborer les exercices pédagogiques utilisant un réacteur de recherche. Ils peuvent également être une source d'informations pour les chercheurs en poste dans les universités, dans les établissements de recherche ou sur le site des réacteurs de recherche eux-mêmes, ainsi que pour les étudiants.

Le tableau 1 est une matrice simple montrant les relations entre les exercices utilisant un réacteur de recherche et les disciplines universitaires. Le tableau 2 est une matrice montrant la relation entre les exercices utilisant un réacteur de recherche et la puissance de ce dernier.

TABLEAU 1. MATRICE INDIQUANT L'APPLICATION ENVISAGÉE DES EXERCICES DU PRÉSENT RECUEIL DANS QUELQUES DISCIPLINES UNIVERSITAIRES

| Exercice utilisant un réacteur | Génie nucléaire | Énergétique | Génie mécanique | Génie électrique | Génie | Applications de la neutronique | Sciences nucléaires | Archéologie et géologie | Sciences de l'environnement et de la Terre | Sciences biologiques | Patrimoine culturel | Essais non destructifs |
|--|-----------------|-------------|-----------------|------------------|-------|--------------------------------|---------------------|-------------------------|--|----------------------|---------------------|------------------------|
| Expériences de criticité | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Cartographie du flux neutronique | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Cinétique des réacteurs | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Dynamique des réacteurs | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Contre-réaction de réactivité à long terme | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Mesures de réactivité | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Calibrage de la puissance d'un réacteur | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Instrumentation d'un réacteur | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Sûreté d'un réacteur (sûreté nucléaire) | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Radioprotection | x | x | x | x | x | | | | | | | |
| Analyse par activation neutronique | x | | | | | x | x | x | x | x | x | x |
| Neutronographie | | | | | | x | x | x | x | x | x | x |
| Production de radio-sotopes, transmutation | | | | | | x | | | | | | |
| Chimie nucléaire et radiochimie | x | | | | | x | | | | x | | |
| Radiotraceurs | | | | | | x | | | | x | | |
| Géochronologie | | | | | | x | | x | | | | |
| Expériences menées sur les faisceaux de neutrons | | | | | | x | x | | | | | |

TABLEAU 2. MATRICE INDIQUANT LA RELATION ENTRE LES EXERCICES DU PRÉSENT RECUEIL ET LA PUISSANCE D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

| Exercice utilisant un réacteur | Assemblage sous-critique | Jusqu'à 1 kW | Jusqu'à 100 kW | Jusqu'à 1 MW | Jusqu'à 10 MW | Au-dessus de 10 MW |
|--|--------------------------|--------------|----------------|--------------|---------------|--------------------|
| Expérience de criticité | | × | × | × | | |
| Cartographie du flux neutronique | × | × | × | × | | |
| Cinétique des réacteurs | | × | × | × | | |
| Dynamique des réacteurs | | × | × | × | | |
| Contre-réaction de réactivité à long terme | | | × | × | | |
| Mesures de réactivité | × | × | × | × | | |
| Calibrage de la puissance d'un réacteur | | | × | × | | |
| Instrumentation d'un réacteur | × | × | × | × | × | × |
| Sûreté d'un réacteur (sûreté nucléaire) | × | × | × | × | × | × |
| Radioprotection | × | × | × | × | × | × |
| Analyse par activation neutronique | | × | × | × | × | × |
| Neutronographie | | × | × | × | × | × |
| Production de radio-isotopes, radiotraceurs | | | | × | × | × |
| Chimie nucléaire et radiochimie | | | | × | × | × |
| Transmutation neutronique | | | × | × | × | × |
| Géochronologie | | | | × | × | × |
| Expériences menées sur les faisceaux de neutrons | | | × | × | × | × |

3. VUE D'ENSEMBLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

Comme indiqué dans la section 2.3, la sûreté nucléaire devrait être bien comprise et effectivement mise en œuvre par toutes les parties associées à des activités de formation utilisant un réacteur de recherche. Cela concerne l'organisme exploitant le réacteur et les utilisateurs, notamment les professeurs et les étudiants. La présente section donne un aperçu des concepts de base de la sûreté nucléaire, notamment les documents de référence de l'AIEA, et traite également de la radioprotection et de la gestion des déchets. Elle a pour objet de sensibiliser les lecteurs aux aspects liés à la sûreté dans l'élaboration et la réalisation d'exercices utilisant un réacteur. Elle peut servir de base à la diffusion d'une culture de sûreté et des bonnes pratiques en matière d'exploitation et d'utilisation d'un réacteur.

3.1. CONCEPTS DE BASE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

3.1.1. Contexte

La sûreté nucléaire, qui est souvent abrégée en « sûreté » dans les publications de l'AIEA, est définie comme suit dans le Glossaire de sûreté de l'AIEA [4] : « Obtention de conditions d'exploitation correctes, prévention des accidents et atténuation de leurs conséquences, avec pour résultat la protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre des risques radiologiques indus. ». La sûreté nucléaire concerne à la fois les risques existant dans les conditions normales et ceux qui sont la conséquence d'incidents ou d'accidents, de même que les éventuelles conséquences directes de la perte de contrôle du cœur d'un réacteur nucléaire, d'une réaction en chaîne, d'une source radioactive ou de toute autre source de rayonnements. Étant donné le haut rang de priorité qui doit aller à la sûreté, il importe de mettre l'accent sur tous les aspects de la sûreté qui sont liés à l'exploitation et l'utilisation d'un réacteur dans toute activité de formation (y compris les visites) menée sur le site du réacteur.

Par ailleurs, la sûreté est communément associée à la sécurité et aux garanties² en ce qui concerne la mise en place d'un cadre législatif et réglementaire adéquat destiné à garantir les utilisations pacifiques et à prévenir les utilisations non pacifiques de l'énergie nucléaire et des rayonnements ionisants. La sûreté, la sécurité et les garanties sont englobées dans le concept 3S (pour *safety*, *security* et *safeguards*), qui peut être appliqué aux réacteurs de recherche et à leurs activités. La sûreté, la sécurité et les garanties doivent être prises en considération non seulement pendant l'exploitation d'un réacteur de recherche, mais aussi à tous les stades de sa durée de vie (planification, choix du site, conception, fabrication et construction, mise en service, exploitation, déclassement, levée du contrôle réglementaire ou fermeture), auxquels il convient d'ajouter le transport des matières radioactives et la gestion des déchets radioactifs. En fonction des programmes d'études et des objectifs pédagogiques, les activités de formation menées sur le site d'un réacteur de recherche peuvent prendre en compte tel ou tel aspect particulier de la sûreté, de la sécurité et des garanties.

² Le Glossaire de sûreté de l'AIEA [4] définit comme suit le terme sécurité : « Prévention, détection et intervention en cas d'actes criminels ou d'actes non autorisés délibérés mettant en jeu des matières nucléaires, d'autres matières radioactives, des installations associées ou des activités associées ». Le terme *garanties* est lié à la non-prolifération des armes nucléaires en détectant, à un stade précoce, l'utilisation abusive de matières ou de techniques nucléaires et en donnant des assurances crédibles quant au respect par chaque pays de ses obligations en matière de garanties. Les aspects liés aux garanties doivent être pris en considération, par exemple au moment de réaliser des expériences utilisant un réacteur et mettant en jeu le chargement en combustible du réacteur ou le déchargement du combustible depuis le réacteur.

Il convient de noter que la sûreté et la sécurité ont le même objectif, à savoir protéger les personnes, le public et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants. Il est donc indispensable de gérer correctement l'interface entre la sûreté et la sécurité si l'on veut assurer la protection des personnes et de l'environnement contre les menaces liées à la sécurité visant les réacteurs de recherche et contre les risques radiologiques associés à ces derniers. Aux termes de la publication n° SF-1 (2006) de l'AIEA intitulée Principes fondamentaux de sûreté, Fondements de sûreté, « (l)es mesures de sûreté et de sécurité doivent être conçues et mises en œuvre de manière intégrée de sorte que les mesures de sécurité ne portent pas préjudice à la sûreté et que les mesures de sûreté ne portent pas préjudice à la sécurité ».

L'exploitation et l'utilisation des réacteurs de recherche doivent respecter les conditions énoncées dans la licence d'exploitation ainsi que les LCE (voir les définitions dans l'annexe). Elles doivent aussi être conformes aux dispositions des documents relatifs à la sûreté de l'installation et aux procédures d'exploitation approuvées.

On trouvera dans les sections qui suivent des descriptions concernant les principes et approches fondamentaux en matière de sûreté nucléaire, en particulier l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire, la culture de sûreté, le concept de défense en profondeur, les documents relatifs à la sûreté et à l'exploitation, la sûreté de l'utilisation d'un réacteur de recherche et l'approche graduée. Les considérations de sûreté associées à certains types d'utilisation et d'activités menées sur le site d'un réacteur de recherche sont également présentées dans les sections correspondantes du présent recueil.

3.1.2. Objectif, principes et concepts fondamentaux de sûreté

3.1.2.1. Objectif et principes fondamentaux de sûreté

Selon les « Principes fondamentaux de sûreté » publiés en 2006 par l'AIEA [7], « l'objectif fondamental de sûreté, qui est de protéger les personnes – individuellement et collectivement – et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants doit être réalisé sans limiter de manière indue l'exploitation des installations ou la conduite d'activités entraînant des risques radiologiques. Pour que les installations soient exploitées et les activités effectuées de manière à répondre aux normes de sûreté les plus rigoureuses pouvant raisonnablement être appliquées, il faut prendre des mesures pour :

- a) Contrôler la radioexposition des personnes et les rejets de matières radioactives dans l'environnement ;
- b) Restreindre la probabilité d'événements pouvant entraîner la perte de contrôle du cœur d'un réacteur nucléaire, d'une réaction en chaîne, d'une source radioactive ou de toute autre source de rayonnements ;
- c) Atténuer les conséquences de tels événements s'ils devaient se produire. »

C'est la publication intitulée Principes fondamentaux de sûreté [7] qui sert à définir les prescriptions de sûreté. Elle traite de sûreté et de sécurité nucléaires et est intégralement applicable à toutes les installations et activités, et tout au long de la durée de vie d'une installation. Elle s'applique aussi au transport des matières radioactives et à la gestion des déchets radioactifs.

En ce qui concerne l'application effective de ces objectifs et principes à la mise en œuvre d'un programme de formation utilisant un réacteur de recherche, les principes fondamentaux énoncés dans la publication susvisée sont les suivants :

- a) Principe 1 - Responsabilité en matière de sûreté : « La responsabilité première en matière de sûreté doit incomber à la personne ou à l'organisme responsable des installations et activités entraînant des risques radiologiques ». Le titulaire de licence conserve cette responsabilité pendant toute la durée de vie des installations et des activités et ne peut pas la déléguer.
- b) Principe 2 - Rôle du gouvernement : « Un cadre juridique et gouvernemental efficace pour la sûreté, y compris un organisme de réglementation indépendant, doit être établi et maintenu ».
- c) Principe 3 - Capacité de direction et de gestion pour la sûreté : « Une capacité de direction et de gestion efficace de la sûreté doit être mise en place et maintenue dans les organismes qui s'occupent des risques radiologiques et les installations et activités qui entraînent de tels risques ».
- d) Principe 5 - Optimisation de la protection : « La protection doit être optimisée de façon à apporter le plus haut niveau de sûreté que l'on puisse raisonnablement atteindre ». « Pour déterminer si les risques radiologiques sont aussi bas que raisonnablement possible, tous ces risques, qu'ils soient liés à l'exploitation normale ou à des conditions anormales ou accidentelles, doivent être évalués (à l'aide d'une approche graduée) a priori et réévalués périodiquement tout au long de la durée de vie des installations et activités ».

3.1.2.2. Culture de sûreté

La culture de sûreté est promue au sein de l'organisme afin de faire en sorte que les attitudes du personnel et les actions et interactions de tous les individus et organismes favorisent une conduite sûre des activités pendant l'exploitation de l'installation. Selon la définition de l'AIEA, la culture de sûreté désigne « l'ensemble des caractéristiques et des attitudes qui, dans les organismes et chez les personnes, font que les questions relatives à la protection et à la sûreté bénéficient, en tant que priorité absolue, de l'attention qu'elles méritent en raison de leur importance » [4]. L'application de la culture de sûreté sur le site d'un réacteur consiste à y donner le degré de priorité le plus élevé à la sûreté et, pour tous les personnels, depuis la haute direction jusqu'aux personnels d'exploitation, de maintenance, d'utilisation, d'administration et d'appui, à comprendre qu'il s'agit d'une priorité absolue.

La culture de sûreté s'applique à toutes les installations nucléaires et à toutes les activités qui y sont conduites. Il convient de noter que l'exploitation et l'utilisation d'un réacteur de recherche devraient être considérées comme deux activités, dont chacune présente des contraintes propres mais interdépendantes. Ces contraintes doivent être prises en considération par le personnel d'exploitation et d'expérimentation (par ex. limitation du temps de faisceau de neutrons pour la réalisation d'un exercice, strict respect du plan de production de radio-isotopes, etc.), et elles peuvent être à l'origine d'un conflit entre la production et la sûreté. Aussi la culture de sûreté est-elle très importante et devrait-elle être promue auprès des opérateurs comme des utilisateurs des réacteurs de recherche. Il convient de prêter particulièrement attention à la nécessité de prévenir les défaillances humaines et à l'importance d'une prise en compte des facteurs humains et organisationnels dans le système de gestion.

Par ailleurs, le concept de culture de sûreté devrait être expliqué et promu dans les conférences données aux étudiants et stagiaires pendant les activités de formation théorique et pratique utilisant un réacteur de recherche, l'accent étant mis sur son application pratique.

3.1.2.3. *Concept de défense en profondeur*

L'application du concept de défense en profondeur à la conception, à l'exploitation et à l'utilisation des réacteurs de recherche assure la protection contre les incidents de fonctionnement prévus et les accidents, y compris ceux résultant d'une défaillance du matériel, d'actions humaines inappropriées et d'événements imputables à des risques externes.

La défense en profondeur assure une série de niveaux de défense (basés sur des caractéristiques intrinsèques, les équipements et les procédures) destinés à prévenir les accidents et à protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements, et à atténuer les conséquences d'un accident éventuel. L'indépendance des différents niveaux de défense est un élément essentiel pour empêcher qu'une défaillance d'un niveau n n'entraîne celle d'un niveau $n+1$.

Les objectifs généraux du concept de défense en profondeur sont les suivants :

- a) Atténuer les conséquences des défaillances du matériel et des défaillances humaines ;
- b) Maintenir l'efficacité des barrières de confinement en évitant les dommages à l'installation et aux barrières elles-mêmes ;
- c) Protéger le public et l'environnement en cas de défaillance des barrières.

L'application du concept de défense en profondeur à un réacteur de recherche ou à un dispositif expérimental implique la prise en compte au stade de la conception et de la mise en œuvre d'une série de barrières physiques et de dispositifs de sûreté intrinsèque qui contribuent à l'efficacité de ces barrières. Par exemple, les dispositifs expérimentaux contenant des matières fissiles ou radioactives, ou des métaux liquides comme le sodium-potassium ou le sodium, sont équipés de deux barrières séparant les matières irradiées du caloporteur afin de prévenir les réactions chimiques qui pourraient endommager le combustible du cœur et entraîner un rejet important de produits de fission dans l'environnement. L'espace entre les deux barrières du dispositif est généralement rempli d'un gaz inerte sous pression. La surveillance de l'étanchéité de chaque barrière est assurée en contrôlant la variation de pression du gaz inerte, qui permet de déclencher des alarmes et des actions de sûreté en cas de détection d'une émission de gaz.

3.1.2.4. *Approches déterministe et probabiliste de l'évaluation de la sûreté*

Pour la plupart des réacteurs de recherche, la prise en compte des objectifs de sûreté et des prescriptions de sûreté dans la conception et la démonstration de ces réacteurs repose principalement sur l'application d'une approche déterministe utilisant les données relatives à l'enveloppe concernant les configurations du cœur et d'expériences les plus prudentes. Cela cadre avec la publication n° SSR-3 [3] de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée Sûreté des réacteurs de recherche, qui prend en considération, aux fins de l'analyse de sûreté, une série d'événements initiateurs postulés (EIP) occasionnés par une défaillance du matériel, un dysfonctionnement de systèmes, des erreurs humaines ou des risques internes ou extrêmes.

Une étude probabiliste de sûreté (EPS) pourrait aussi être utilisée en complément des méthodes déterministes. À cet égard, il convient de noter que les études probabilistes sont utiles pour déterminer les points faibles de la conception d'un réacteur de recherche ou évaluer quantitativement les améliorations apportées par ses modifications. Par ailleurs, la mise en œuvre des méthodes reposant sur une EPS pourrait aider à mieux comprendre les systèmes, structures et composants importants pour la sûreté ainsi que leurs interactions.

3.1.2.5. Documents relatifs à la sûreté et à l'exploitation

Le rapport de sûreté est un important document à faire établir par l'organisme exploitant. Il a pour objet de démontrer la sûreté de la conception du réacteur de recherche et d'offrir une base pour son exploitation sûre. Il est demandé lors des échanges entre l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation dans le cadre de la procédure d'autorisation. On trouvera des orientations détaillées sur le contenu et l'établissement du rapport de sûreté dans la publication n° SSG-20 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée *Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report (Rev. 1)* [8]. Ce rapport comprend l'analyse de sûreté qui étudie les mesures prises par un réacteur de recherche pour faire face à une série d'EIP. Il sert à déterminer les LCE ainsi que les prescriptions de sûreté à appliquer à la conception des composants et systèmes importants en matière de sûreté.

Le rapport de sûreté contient des informations supplémentaires concernant la sûreté, telles que les caractéristiques du site, les caractéristiques de construction, les objectifs de sûreté et les prescriptions techniques de conception, la description détaillée de l'installation (réacteur, systèmes de refroidissement, systèmes de contrôle-commande, systèmes de contrôle radiologique, alimentation électrique, etc.), l'utilisation du réacteur et la conduite des opérations, la radioprotection et l'évaluation de l'impact environnemental, la mise en service et le déclassement, la planification et la préparation des interventions d'urgence, ainsi que le système de gestion et d'assurance de la qualité.

La visite d'un réacteur de recherche, qui permet de se faire une idée de sa technologie, de ses instruments expérimentaux et de son fonctionnement, est une expérience des plus intéressantes s'agissant d'apprendre et de comprendre les principes fondamentaux des réacteurs nucléaires, et de se familiariser avec les approches de la sûreté appliquées à la conception et à l'exploitation du réacteur. Par exemple, on peut utiliser le démarrage du réacteur et l'achèvement des procédures inscrites sur la liste de contrôle pour montrer l'application pratique des procédures d'exploitation et de la méthodologie élaborée pour mettre en œuvre une approche de sûreté de base sur le site d'un réacteur de recherche avec les concepts de défense en profondeur, de redondance, de diversité, de séparation ou de séparation physique, d'utilisation de systèmes passifs et de contrôle de la qualité, ainsi qu'une approche prudente de la technologie ou de l'exploitation d'un réacteur.

3.1.2.6. Approche graduée

Cette importante question est traitée dans la publication n° SSG-22 de la collection Normes de sûreté particulières de l'AIEA intitulée *Use of a Graded Approach in the Safety Requirements for Research Reactors* [9]. Pour chaque réacteur de recherche, les dispositions prises à la conception, l'application du concept de défense en profondeur et le niveau d'effort et de détail dans les analyses de sûreté, la documentation, les procédures d'exploitation pour les applications des LCE et les ressources consacrées à la sûreté et à sa supervision devraient être à la mesure des risques que peut courir le réacteur.

L'approche graduée devrait prendre en compte l'inventaire des matières radioactives, leurs modes de dissémination, les caractéristiques du site, la qualité du bâtiment de confinement et la proximité des zones habitées.

Il s'agit de faire en sorte que les efforts de l'exploitant et l'organisation de la sûreté soient proportionnés à l'importance des problèmes de sûreté à régler.

3.1.2.7. Questions relatives à la sûreté d'utilisation des réacteurs de recherche

Les expériences ou irradiations réalisées avec des réacteurs de recherche sont très diverses et dépendent des caractéristiques des installations. Les dispositifs expérimentaux sont généralement placés dans le cœur du réacteur, dans son réflecteur ou dans sa proche périphérie. Les échantillons irradiés sont séparés du caloporteur par une ou plusieurs barrières. Les irradiations réalisées dans les dispositifs expérimentaux peuvent mettre en jeu :

- a) Différents matériaux destinés à des applications industrielles, à la recherche-développement et à la formation théorique et pratique ;
- b) Des cibles pour la production de radio-isotopes à des fins médicales ou pour d'autres applications ;
- c) Des échantillons de combustible contenus dans les boucles expérimentales dans lesquelles la condition thermohydraulique correspond aux situations incidentelles ou accidentelles survenant dans les centrales nucléaires. Dans ce type d'expérience, l'échantillon de combustible peut connaître une rupture de gaine ou une fusion.

Les projets d'expérience et de modification concernant les réacteurs de recherche ont plusieurs aspects en commun du point de vue de la gestion de la sûreté, à savoir notamment l'organisation, l'analyse de sûreté et la gestion des autorisations et des essais de mise en service. C'est la raison pour laquelle l'AIEA a publié en 2012 le n° SSG-24 [10] de sa collection Normes de sûreté, « La sûreté dans le cadre de l'utilisation et de la modification des réacteurs de recherche ». Ce document est applicable à chaque expérience et exercice pédagogique effectué avec un réacteur de recherche.

Conformément à ces normes de sûreté, l'exploitant du réacteur devrait conserver la responsabilité des aspects des expériences et exercices pédagogiques qui sont liés à la sûreté, même si leur conception et leur mise en œuvre relèvent de celle d'autres entités, comme les organismes de recherche, les universités, les hôpitaux et les entreprises.

Le comité de sûreté doit examiner la sûreté de toute expérience nouvelle et de tout exercice nouveau, et il peut adresser des recommandations à l'organisme exploitant.

Dans la publication n° SSG-24, l'AIEA formule les recommandations suivantes :

- a) L'organisme de réglementation établit et met en œuvre un processus d'autorisation concernant les expériences mettant en jeu le réacteur de recherche, notamment la possibilité d'autorisations internes à l'organisme exploitant selon des critères bien définis ;
- b) Il conviendrait d'établir des procédures d'analyse de sûreté et d'approbation des expériences ;
- c) Les projets d'expérience devraient être classés en fonction de leur importance pour la sûreté dans le cadre d'une approche graduée ;
- d) Les expériences ayant une grande ou très grande importance pour la sûreté devraient être conçues selon les mêmes principes que ceux qui s'appliquent au réacteur lui-même (c'est-à-dire l'application du concept de défense en profondeur et le critère de défaillance unique) et devraient être soumises à l'organisme de réglementation pour examen et approbation ;
- e) Les expériences ayant un impact mineur ou nul sur la sûreté du réacteur pourraient faire l'objet d'une autorisation interne à l'organisme exploitant.

Par ailleurs, ces normes de sûreté énumèrent les aspects liés à la sûreté particuliers à examiner pour chaque expérience, à savoir notamment :

- a) La valeur de réactivité du dispositif expérimental, qui devrait respecter les LCE (marge d'arrêt) ;
- b) Le système de protection associé à l'expérience et destiné à garantir la protection du réacteur ;
- c) La chaleur produite dans le dispositif expérimental et l'adéquation du système de refroidissement pour son évacuation ;
- d) Les risques associés à un dispositif expérimental sous pression, essentiellement pour les constituants importants pour la sûreté ;
- e) La compatibilité entre les différentes matières du dispositif expérimental (risque de corrosion et risque de formation d'eutectiques) ;
- f) La possibilité d'interactions entre le dispositif expérimental et le réacteur (perturbation du flux neutronique, interactions mécaniques) ;
- g) La mise à jour de la documentation sur la sûreté (rapport de sûreté, LCE, procédures d'urgence, etc.).

Les éléments susvisés montrent qu'il importe d'examiner avec soin, dans l'optique de la sûreté, toutes les interactions possibles entre les dispositifs expérimentaux et le réacteur.

3.1.2.8. Vue d'ensemble des risques associés à l'utilisation de réacteurs de recherche

Nombre de réacteurs de recherche installés sur les campus universitaires ou les établissements de recherche sont utilisés aux fins de la formation théorique et pratique des étudiants, ingénieurs et professionnels de l'industrie nucléaire, notamment du personnel d'exploitation des réacteurs de recherche et des centrales nucléaires, ainsi que des spécialistes des organismes de réglementation. Pour les activités de formation au cours desquelles les stagiaires peuvent acquérir une expérience pratique du fonctionnement d'un réacteur de recherche (par ex. approche de la criticité, démarrage du réacteur, arrêt du réacteur, mouvement des barres de commande), il importe d'utiliser une certaine configuration du cœur avec un faible excédent de réactivité³ afin de prévenir les accidents de réactivité en cas d'erreurs de manipulation.

Les réacteurs de recherche sont également des outils de recherche fondamentale et appliquée. Ils peuvent produire un large éventail de radio-isotopes aux fins d'applications médicales et industrielles, et doper le silicium par transmutation neutronique pour l'industrie électronique. Ils servent également à tester différents types de combustible et de matières nucléaires par irradiation ou à simuler des conditions accidentelles.

Parmi les dispositifs expérimentaux qu'ils utilisent, deux le sont couramment, à savoir les capsules d'irradiation, qui ne sont pas instrumentées, et les boucles d'irradiation, qui le sont et qui peuvent être refroidies par différents fluides (eau sous pression, gaz ou métal fondu). Les boucles d'irradiation permettent d'étudier le comportement des combustibles des centrales nucléaires dans des conditions de fonctionnement normales et accidentelles. Les paramètres de fonctionnement des dispositifs expérimentaux, tels que la pression, la température et le débit de

³ La quantité d'excédent de réactivité par rapport à celle qui est nécessaire pour que le réacteur diverge ; elle est intégrée dans un réacteur (en utilisant du combustible supplémentaire) afin de compenser le taux de combustion du combustible et l'accumulation de poisons liés aux produits de fission pendant l'exploitation. L'excédent de réactivité existant dans un réacteur qui vient d'être chargé est contrebalancé par la position des barres de compensation et de commande.

refroidissement, sont suivis en continu au cours des irradiations. Des actions de sûreté déclenchent l'arrêt automatique du réacteur dès lors que des seuils prédéfinis sont dépassés.

En ce qui concerne la mise en œuvre et l'utilisation d'un nouveau dispositif expérimental, l'analyse de sûreté doit porter non seulement sur le risque relatif au dispositif lui-même, mais aussi sur tout risque supplémentaire associé à ses interactions possibles avec l'exploitation et l'utilisation du réacteur, compte tenu des autres dispositifs expérimentaux. Cette analyse tient compte de l'impact éventuel sur la sûreté du réacteur et des EIP, tels qu'adoptés pour la conception du réacteur.

La sûreté des capsules d'irradiation repose sur des calculs d'échauffement thermique et de montée en pression ainsi que sur leur compatibilité chimique et thermique avec les échantillons irradiés. Plusieurs incidents mettant en jeu des capsules d'irradiation, signalés par le système de notification des incidents affectant les réacteurs de recherche de l'AIEA, se sont produits, par perte de barrières, perte d'étanchéité ou éclatement de la capsule, qui ont conduit à une contamination de la piscine et des structures du réacteur, voire à l'irradiation du personnel d'exploitation.

Les principaux risques associés à ces activités incluent :

- a) La fusion du combustible testé suivie d'une explosion de vapeur ;
- b) La perte de barrières de confinement et la contamination de l'installation ;
- c) L'exposition par inadvertance aux rayonnements du personnel d'exploitation et des expérimentateurs ;
- d) Le rejet de matières radioactives dans l'environnement ;
- e) L'accident de réactivité qui pourrait entraîner une irradiation aiguë du personnel et endommager le cœur du réacteur.

Des événements de ce type se sont produits dans un certain nombre de réacteurs de recherche [11], d'où la mise en œuvre de dispositions pour empêcher que de tels événements ne se reproduisent et atténuer leurs conséquences lorsqu'ils se produisent. Pour prévenir de tels accidents, la mesure la plus efficace consiste à appliquer rigoureusement les LCE et à suivre les procédures approuvées concernant les opérations de manipulation dans le cœur. Les sous-sections suivantes présentent les considérations de sûreté applicables à certains programmes et activités d'utilisation.

3.2. RADIOPROTECTION

La radioprotection, qui est liée à la protection du personnel, de la société et de l'environnement contre les rayonnements générés dans le réacteur et à l'utilisation de celui-ci, constitue une partie de la sûreté du réacteur. La publication n° NS-G-4.6 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée *Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors* [12] donne des orientations sur les programmes de radioprotection et de gestion des déchets radioactifs pour les réacteurs de recherche, assorties de bonnes pratiques recommandées concernant la mise en œuvre et l'optimisation de ces programmes.

La radioprotection repose sur trois grands principes, à savoir la justification, l'optimisation de la protection et les limites de dose [13]. La justification de l'utilisation des rayonnements est le processus visant à déterminer si une pratique est bénéfique dans l'ensemble, c'est-à-dire si les avantages que les personnes et la société devraient retirer de l'introduction ou de la poursuite

de cette pratique l'emportent sur le préjudice (dont le détriment radiologique) résultant de cette pratique.

La limitation des risques pour les personnes est le processus consistant à contrôler les risques radiologiques de façon à protéger celles-ci contre tout risque de dommage inacceptable. Le but principal de cette limitation est d'empêcher une personne exposée de subir les effets déterministes et de réduire le plus possible les effets stochastiques.

L'optimisation de la radioprotection vise à apporter le plus haut niveau de sûreté que l'on puisse raisonnablement atteindre, en maintenant les doses dues à une exposition à des rayonnements et à des rejets de substances radioactives planifiés à un niveau inférieur aux limites de dose et aussi bas que raisonnablement possible.

Le contrôle d'un réacteur de recherche comprend le contrôle de l'installation et le contrôle radiologique individuel. Le contrôle de l'installation porte sur les zones de la salle du réacteur et les zones environnantes. On utilise différents types de détecteurs de rayonnements fixes ou portatifs pour contrôler la contamination superficielle, la contamination par voie aérienne et la contamination par les liquides, et contrôler les déchets solides ou les expéditions de matières radioactives. Le contrôle radiologique individuel consiste à mesurer les doses externes sur le site d'un réacteur où les niveaux de neutrons et de rayonnement β (bêta) et γ (gamma) sont habituellement mesurés. Différents dosimètres électroniques, dosimètres à film et dosimètres thermoluminescents, détecteurs de traces nucléaires, détecteurs à activation et détecteurs à bulles servent de détecteurs de neutrons aux fins du contrôle radiologique individuel.

Les réacteurs de recherche comprennent souvent des installations d'expérimentation et d'irradiation qui utilisent des neutrons ou d'autres types de rayonnements, tels que des rayons γ , émis depuis le cœur. Du combustible brûlé et des matières irradiées et activées sont également produits et manipulés sur le site d'un réacteur de recherche. Ces installations et activités peuvent constituer un important risque radiologique pour le personnel. D'où la nécessité de faire respecter des caractéristiques particulières pour assurer le contrôle radiologique et la radioprotection. C'est le cas en particulier des tubes à faisceaux de neutrons et des colonnes thermiques, même pour les réacteurs à faible puissance. Les boucles ou montages d'irradiation peuvent présenter un risque radiologique important en raison d'un risque accru de rejet de matières radioactives causé par des pressions et des températures élevées. Les problèmes liés à une éventuelle fusion des matières fissiles habituellement présentes dans les boucles ou montages doivent être pris en considération lors de la planification du programme de radioprotection concernant l'installation.

On définit des zones radiologiques à partir des sources de rayonnements présentes dans différents secteurs de l'installation. Les différentes zones radiologiques devraient être clairement délimitées.

On installe très souvent des blocs de béton et un blindage en plomb autour des zones expérimentales équipées de guides de neutrons afin de sécuriser l'accès à ces zones. On fournit aux expérimentateurs et opérateurs des dosimètres correspondant au type de rayonnement de chaque zone expérimentale. Des alarmes audio et visuelles sont déclenchées lorsqu'une dose ou un débit de dose prédéfini est atteint dans l'espace de travail.

Pour d'autres renseignements sur la radioprotection, on se reportera à la bibliographie.

3.3. GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Les rejets de substances radioactives depuis les réacteurs de recherche pourraient être gazeux, liquides ou solides. Tous ces types de rejets devraient être contrôlés et surveillés afin de maintenir les quantités et les concentrations de rejets radioactifs à un niveau aussi bas que raisonnablement possible et en dessous des limites de rejet autorisées. Pour tous les types de rejets, il conviendrait d'envisager de réduire autant que possible à la fois la teneur en radioactivité et le volume généré. La surveillance des rejets devrait être assurée afin de contrôler le respect des critères spécifiés et approuvés ainsi que celui des prescriptions réglementaires correspondantes. Les expériences devraient être conçues de façon que les déchets radioactifs générés par l'utilisation d'un réacteur de recherche soient maintenus au niveau minimal praticable. Il convient d'établir et de mettre à jour une documentation détaillée sur la nature des déchets radioactifs, leur emplacement et les mesures de sûreté et de sécurité à prendre.

3.4. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

La sûreté nucléaire et les dispositions à mettre en œuvre pour garantir l'exploitation et l'utilisation sûres d'un réacteur de recherche doivent être le principal objectif de l'organisme exploitant. De plus, la diffusion et l'application des concepts de sûreté nucléaire, de culture de sûreté et de bonnes pratiques devraient être l'un des principaux objectifs d'apprentissage de tout exercice pédagogique à effectuer dans un réacteur de ce type.

Les exercices utilisant un réacteur de recherche devraient soit porter spécifiquement sur la sûreté nucléaire, soit traiter des questions de sûreté liées à tel ou tel aspect de l'exploitation et de l'utilisation de ce réacteur. De fait, tout exercice est l'occasion de pratiquer la sûreté d'exploitation et d'adopter une attitude interrogative en ce qui concerne les activités menées sur le site d'un réacteur de recherche.

Dans les deux cas, les exercices devraient permettre de bien comprendre les principes et concepts fondamentaux de la sûreté, ainsi que la méthodologie utilisée pour les mettre en pratique sur le site du réacteur. Par exemple, les objectifs d'apprentissage peuvent notamment faire comprendre :

- a) La nécessité de prendre en considération et d'appliquer les principes et concepts de sûreté à tous les stades d'une installation (conception, exploitation, modification, etc.) et dans toutes les activités (exploitation, utilisation) ;
- b) La nécessité d'avoir en permanence une attitude interrogative pendant l'exploitation et l'utilisation du réacteur, comme composante essentielle de la culture de sûreté ;
- c) Les considérations de sûreté de la conception du réacteur de recherche, la définition des LCE et la mise en place des procédures d'exploitation applicables à ce réacteur ;
- d) La conception et les principes de fonctionnement des systèmes de contrôle-commande, notamment l'instrumentation et les systèmes de protection.

Certains exercices peuvent être consacrés spécifiquement à la radioprotection afin de faire bien comprendre aux étudiants les problèmes et les mesures de protection à prendre dans ce domaine. Les exercices mettant en jeu un réacteur de recherche sont l'occasion de mesurer les doses de rayonnement dans une installation nucléaire et de mettre en pratique les concepts liés à la radioprotection.

Les exercices portant sur la sûreté nucléaire ou certaines considérations liées à celle-ci dans le cadre d'un exercice sont, dans une certaine mesure, obligatoires pour les étudiants dont le

programme d'études concerne la conception, la physique, l'exploitation ou l'analyse de sûreté d'un réacteur. Cela vaut pour les étudiants poursuivant des études aux trois niveaux, à savoir la licence, la maîtrise et le doctorat. Cette activité de formation peut être dispensée aux niveaux de base, intermédiaire ou avancé en fonction du niveau de connaissances des étudiants et des objectifs d'apprentissage.

Par ailleurs, ces exercices portant sur la sûreté nucléaire sont indispensables pour les étudiants se spécialisant dans différents domaines de l'ingénierie dans le cadre de programmes de maîtrise et de doctorat, notamment en énergétique, en génie mécanique ou en génie électrique, et appelés à exercer des fonctions en lien avec un programme d'études en génie nucléaire correspondant à une discipline mineure. En pareil cas, le niveau des exercices est généralement de base ou intermédiaire, compte tenu du fait que la diffusion du concept de sûreté nucléaire, de la culture de sûreté et des bonnes pratiques est un objectif fondamental du renforcement des capacités nucléaires.

Pour le niveau de base, il s'agit de présenter les concepts de sûreté nucléaire et de sensibiliser les étudiants à leur importance, en donnant des exemples concrets de l'architecture de contrôle-commande, du système de protection du réacteur et des actions protectrices associées. Les procédures pratiques, les mesures en ligne et les systèmes de protection garantissant l'exploitation et l'utilisation sûres du réacteur peuvent être mis en relief. De plus, le concept de défense en profondeur peut être expliqué succinctement et les règles générales de radioprotection peuvent être présentées. Il importe de montrer que l'exploitation et l'utilisation du réacteur sont mises en pratique en appliquant des règles de sûreté rigoureuses afin de réduire au minimum les risques. Les exercices utilisant un réacteur sont pour les conférenciers et le personnel d'exploitation l'occasion de partager des connaissances et des données d'expérience en matière de sûreté nucléaire et de diffuser la culture de sûreté. Il est très important de mettre l'accent sur la qualification et le professionnalisme du personnel d'exploitation du réacteur. Cette introduction à la sûreté nucléaire sur le site d'un réacteur de recherche peut facilement être incorporée dans la présentation de l'installation ainsi que dans la démonstration et l'étude de base de l'exploitation et de l'utilisation du réacteur. Elle peut durer entre une demi-heure et une heure.

En ce qui concerne le niveau intermédiaire, l'application pratique de la sûreté nucléaire peut être abordée et étudiée. Une présentation détaillée des concepts et principes relatifs à la sûreté, du ou des systèmes de contrôle-commande, du système de protection du réacteur, des règles de radioprotection, du système de contrôle radiologique et de la surveillance de l'environnement est un outil efficace. De plus, des exercices spécifiques peuvent être consacrés à l'étude des LCE, à la mesure des marges de sûreté, au système de contrôle-commande et à sa fonction, à la mesure des doses de rayonnements au niveau du réacteur et à l'application des mesures de radioprotection. Certaines études de cas peuvent être effectuées et le retour d'information sur les incidents et accidents survenus dans des installations nucléaires peut être examiné. Il s'agit principalement de faire acquérir aux étudiants une expérience pratique de l'analyse et de l'application de la sûreté nucléaire. Un exercice peut généralement durer entre une et trois heures. On peut aussi adopter une approche complémentaire consistant à profiter d'un exercice utilisant un réacteur de recherche pour illustrer et étudier les concepts de sûreté se rapportant à tel ou tel aspect de l'exploitation et de l'utilisation d'un réacteur.

Au niveau avancé, les exercices peuvent inclure une étude détaillée des questions de sûreté liées à certains aspects de l'exploitation et de l'utilisation d'un réacteur. Cette étude peut notamment être l'occasion d'analyser et d'expliquer les procédures opérationnelles existantes. Elle peut aussi prendre la forme d'un exercice au cours duquel les étudiants doivent conduire leur propre

analyse de sûreté et proposer des LCE ou procédures d'exploitation adéquates qui seront comparées à celles effectivement appliquées dans l'installation. Ces exercices peuvent généralement durer entre trois et six heures. D'autres projets peuvent porter sur l'utilisation des calculs concernant, par exemple, les caractéristiques du cœur, les paramètres thermo-hydrauliques ou les doses de rayonnements, pour servir de base à l'analyse de sûreté et à l'établissement des LCE ou des procédures d'exploitation sur le site du réacteur de recherche. Un exercice de ce type peut être organisé sous la forme d'un projet d'une semaine pour les étudiants.

Outre les exercices utilisant un réacteur de recherche incorporés dans des programmes d'enseignement supérieur, il est fréquent que des exposés soient présentés sur le site d'un réacteur et que des visites y soient organisées. Ces visites peuvent être organisées à l'intention des étudiants, y compris des lycéens, des professionnels ayant des activités liées aux applications nucléaires, des décideurs, des journalistes et du public.

3.5. EXERCICES SUR LES QUESTIONS DE SÛRETÉ LIÉES À L'EXPLOITATION D'UN RÉACTEUR

3.5.1. Objectif des exercices

Les exercices ont pour objectif de donner un aperçu des aspects pratiques de l'exploitation et de l'utilisation sûres d'un réacteur de recherche. Ils sont l'occasion de diffuser la culture de sûreté et les bonnes pratiques, et de commencer à faire acquérir des compétences comportementales adéquates concernant l'exploitation et l'utilisation sûres d'installations nucléaires. On trouvera ci-après des informations utiles pour l'élaboration d'exercices consacrés à l'étude des principes, règles et procédures de sûreté, ainsi que de la radioprotection et de la surveillance de l'environnement.

3.5.2. Matériel et conditions

Les exercices portant sur les aspects de la sûreté sont généralement réalisés dans les conditions normales de fonctionnement du réacteur de recherche.

Aucun matériel particulier n'est nécessaire pour l'étude des principes, règles et procédures de sûreté. Pour les niveaux intermédiaire et avancé, les documents relatifs à la sûreté de l'installation pourraient être mis à la disposition des étudiants dans la salle de commande.

La formation à la radioprotection et à la surveillance de l'environnement peut utiliser les systèmes de mesure mis en œuvre dans l'installation. Au besoin, ils peuvent être complétés par des dispositifs de mesure supplémentaires, tels que les détecteurs et moniteurs de dose de rayonnements portatifs, pour mesurer les rayonnements et les débits de dose à différents endroits tant à l'intérieur qu'à l'extérieur de l'installation.

Toutes les règles et procédures mises en place pour l'entrée dans l'installation, la conduite de la formation et la sortie de l'installation doivent être strictement suivies. Il est important, du point de vue tant de la formation que de la diffusion des bonnes pratiques, de respecter strictement les règles de sûreté et de radioprotection.

On peut décider à des fins de formation, même en l'absence de risque de contamination dans une installation, de conduire un exercice d'application simulée des règles de radioprotection en mettant en œuvre un protocole prévoyant, par exemple, le port d'un équipement individuel

spécial (blouses et gants, notamment), en contrôlant la contamination et en consignait le résultat dans un carnet de bord.

3.5.3. Méthodologie

Étant donné que les questions liées à l'exploitation et à l'utilisation sûres d'un réacteur sont très larges, la présente section ne donne que deux exemples clés d'activités de formation qui peuvent être conduites.

3.5.3.1. Principes, règles et procédures de sûreté

Après une présentation générale des principes de sûreté, la description du système de contrôle-commande du réacteur peut illustrer leur application concrète. Ce système assure la surveillance, le contrôle, la supervision et la protection du réacteur de recherche. Il devrait remplir trois fonctions de sûreté principales : maîtrise de la réactivité, contrôle de l'évacuation de la chaleur du cœur et de l'installation d'entreposage du combustible, et contrôle du confinement des matières radioactives. Les tableaux de commande du système sont souvent conçus de manière qu'une partie de l'un d'entre eux est dédiée à chacune des trois fonctions de sûreté principales.

L'apprentissage de la sûreté du réacteur peut être conduit comme suit :

- a) Présentation, par exemple, des principes de sûreté ;
- b) Description des détecteurs et des mesures associées qui assurent le contrôle du réacteur ;
- c) Présentation du système de contrôle-commande, du pupitre de commande et de son ou de ses tableaux d'informations qui affichent les paramètres du réacteur et les alarmes associées ;
- d) Donner un exemple concret de la manière dont le fonctionnement du réacteur est contrôlé : pour un état donné du réacteur, on peut demander aux étudiants de remplir une feuille de données (comme pour les informations consignées par les exploitants dans les carnets de bord) présentant les paramètres du réacteur tels que la puissance, la position des barres de commande, le taux de comptage ou le courant des détecteurs de neutrons, le temps de doublement, la température de l'eau (à l'entrée et à la sortie), le débit du circuit primaire, la pression négative dans la salle du réacteur, et les débits de doses de rayonnements β et γ en différents endroits et au niveau des orifices d'échappement de l'air ;
- e) Les paramètres enregistrés peuvent être vérifiés au regard des LCE ;
- f) Les raisons de sûreté liées à la définition des LCE peuvent être présentées aux étudiants et examinées avec eux ;
- g) La ou les mesures prises par le système de protection lorsqu'un paramètre du réacteur ne correspond pas aux LCE peuvent être présentées aux étudiants et examinées avec eux.

Par exemple, l'utilisation d'un temps de doublement pour l'exploitation sûre d'un réacteur peut être expliquée en conséquence :

- 1) Le temps de doublement T_d est un paramètre clé pour la maîtrise de la réactivité ; il est mesuré par au moins deux détecteurs différents pour la redondance.
- 2) T_d est déduit de l'évolution du taux de comptage ou du courant indiqué par le système de détection de neutrons à faible ou à forte puissance, respectivement.
- 3) T_d est le principal paramètre que les exploitants doivent suivre lorsque la puissance du réacteur est augmentée. Ainsi, le T_d indiqué par chaque système de détection en

exploitation est affiché (de façon analogique ou numérique) sur le pupitre de commande. Les LCE définissent généralement deux seuils, un premier niveau qui correspond à une alarme (par exemple pour $T_d = 10$ s) et un second qui provoque le SCRAM⁴ ($T_d = 5$ s) du réacteur.

- 4) On peut observer le T_d pendant l'exploitation du réacteur en vérifiant qu'il est compatible avec la valeur attendue et a largement dépassé les limites précédemment définies. On peut comparer le T_d mesuré par les deux systèmes de détection, en application de la redondance.
- 5) Les limites définies pour le T_d correspondent à la nécessité de limiter la vitesse de l'augmentation de la densité neutronique (et de la puissance). Les valeurs standard du T_d dépassent 20 à 60 secondes selon le réacteur. Ainsi, la première limite correspond à la détection d'une augmentation de puissance anormalement rapide. La seconde limite correspond à une mise à l'arrêt en toute sûreté du réacteur suite à une augmentation dangereuse de sa puissance. De fait, il importe de conserver une marge importante en s'assurant que le réacteur est mis à l'arrêt avant que les conditions d'un accident de criticité ne soient atteintes.
- 6) Les mesures prises par le système de protection peuvent être différentes pour le premier et le second niveau. La première peut se traduire par une alarme sonore et visuelle pouvant être associée à l'inhibition de l'extraction des barres. La seconde peut provoquer la chute de toutes les barres de commande pour mettre le réacteur à l'arrêt en toute sécurité.

Pour le niveau avancé, dans le but de faire acquérir aux étudiants une certaine expérience de la sûreté d'exploitation, ces derniers peuvent étudier les règles générales de fonctionnement du réacteur et trouver par eux-mêmes les conditions d'exploitation standard, les LCE et les mesures prises par le système de protection.

3.5.3.2. Radioprotection au niveau du réacteur

La radioprotection au niveau du réacteur est liée à la protection du personnel, du public et de l'environnement contre les rayonnements générés par le réacteur et ses applications. Les exercices devraient porter sur la compréhension des principes de base de la radioprotection, à savoir la justification des activités et la limitation et l'optimisation des doses de rayonnements, lesquelles peuvent être obtenues dans la pratique en utilisant le temps de décroissance radioactive, la distance et le blindage. Ces exercices peuvent inclure le contrôle des débits de dose (β , γ et neutrons) et la surveillance de la contamination en différents endroits de l'installation.

D'un point de vue pratique, il est plus facile de se concentrer sur les mesures de radioprotection autour du cœur et au niveau des équipements du réacteur.

L'étude de la radioprotection peut être conduite comme suit :

- a) Une présentation des principes de radioprotection, à savoir la justification, la limitation et l'optimisation des doses de rayonnements, conformément à la définition qu'en a donné la section 3.2.

⁴ Le terme *barres SCRAM* est également largement employé pour désigner les barres de commande de sûreté. Il remonte à l'année 1942 et au premier réacteur, le Chicago Pile-1. Lorsque le réacteur a divergé pour la première fois, on appelait SCRAM la barre de commande de sûreté. L'acronyme signifie *Safety Control-Rod Axe-Man*. Dans le cas de ce réacteur, la barre était accrochée à une corde et un membre du personnel était prêt à couper celle-ci à l'aide d'une hache pour provoquer rapidement sa chute dans le réacteur et, par là, stopper la réaction en chaîne.

- b) Identification du risque lié à l'exposition à des rayonnements en différents endroits de l'installation. Par exemple, les risques peuvent avoir pour origine : le cœur du réacteur, l'écoulement d'eau ou la rupture du blindage en béton pendant l'exploitation du réacteur ; le combustible pendant sa manipulation et dans une installation d'entreposage ; les composants du cœur activés et potentiellement contaminés ; l'eau activée et contaminée du circuit primaire, des ouvertures de passage des faisceaux et des installations auxiliaires ; les sources de rayonnements, par exemple la source de neutrons pour le démarrage ; les dispositifs et échantillons activés ; les rejets de substances radioactives sous formes gazeuse, liquide et solide. À partir d'un schéma simplifié du réacteur, on peut demander aux étudiants d'identifier les composants et circuits du réacteur concerné où pourraient survenir une exposition aux rayonnements et une contamination. On peut aussi leur demander de définir les types de mesures qui devraient être prises pour surveiller le risque en différents endroits. Ces mesures peuvent être, par exemple, la mesure des débits de dose de neutrons ou gamma, l'échantillonnage pour contrôler l'activité de l'eau de la piscine ou du circuit primaire, la surveillance de la contamination superficielle, ainsi que la surveillance des poussières activées sur les filtres du circuit d'air.
- c) Description des différents types de systèmes de détection utilisés pour la mesure des rayonnements dans la salle du réacteur, au niveau des équipements de celui-ci (ouvertures de passage des faisceaux, etc.) et dans la zone extérieure environnante. Des moniteurs de rayonnements fixes ou portatifs sont utilisés pour effectuer des mesures de débit de dose et de contamination autour du cœur, dans la salle du réacteur et autour des circuits d'eau et d'air, et pour surveiller les échantillons et déchets irradiés. Le contrôle radiologique individuel consiste à mesurer les doses externes (habituellement les rayonnements neutroniques et β et γ). Pour les travailleurs, on utilise généralement à cette fin deux moyens complémentaires : des dosimètres électroniques, pour la surveillance continue, et des dosimètres à film et dosimètres thermoluminescents, pour les doses mensuelles ou trimestrielles intégrées. On peut demander aux étudiants d'indiquer quel type de système de détection devrait être utilisé aux fins de la radioprotection en fonction des risques potentiels précédemment identifiés.
- d) Mesure de la dose de rayonnement et de la contamination en différents endroits et utilisation de cette mesure aux fins de la protection des membres du personnel, du public et de l'environnement.
- e) Explication des LCE, qui découlent généralement de la réglementation nationale régissant la radioprotection des travailleurs (et du public) ainsi que de l'autorisation donnée par l'organisme de réglementation. Cette dernière concerne, par exemple, la limite annuelle des matières radioactives rejetées sous forme gazeuse dans l'environnement.
- f) Explication de la ou des mesures prises par le système de protection du réacteur ou le responsable de la radioprotection lorsqu'un paramètre dépasse les LCE ou la plage normale. Cela peut concerner, par exemple, une limite supérieure du débit de dose bêta et gamma qui peut provoquer une alarme et une mise à l'arrêt automatique du réacteur.

Le tableau 3 donne des exemples de mesures de radioprotection qui peuvent être effectuées par les étudiants pendant les exercices. Il s'adresse davantage aux étudiants des niveaux intermédiaire et avancé, mais il peut être simplifié à l'intention des étudiants du niveau de base.

3.5.4. Considérations de sûreté

Les exercices concernant la sûreté nucléaire doivent être effectués d'une façon conforme aux documents relatifs à la sûreté et aux procédures d'exploitation du réacteur. Il faudrait veiller de manière concertée à appliquer strictement les procédures car ces exercices sont l'occasion de

diffuser et d'appliquer les concepts de sûreté nucléaire, de culture de sûreté et de bonnes pratiques.

Tous les exercices doivent être effectués d'une façon conforme aux documents relatifs à la sûreté et aux procédures d'exploitation du réacteur. Les procédures opérationnelles standard devraient présider au démarrage du réacteur et aux modifications apportées à sa puissance.

Pour d'autres renseignements sur la sûreté nucléaire, on se reportera à la bibliographie.

TABLEAU 3. EXEMPLE DE MESURES DE RADIOPROTECTION SUR LE SITE D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

| Domaine d'intérêt | Type de mesure | Type de système de détection | Mesure à effectuer par les étudiants | Plage normale | Action en cas de valeurs hors limites |
|------------------------------------|---|---|--------------------------------------|---------------|---------------------------------------|
| Salle du réacteur - position 1 | Débit de dose β et γ | Moniteur de rayonnements fixe | | | Alarme (SCRAM) |
| Salle du réacteur - position 2 | Débit de dose β et γ | Moniteur de rayonnements portatif | | | Alarme (SCRAM) |
| ... | | | | | |
| Ouverture de passage des faisceaux | Débit de dose de neutrons | Moniteur de rayonnements fixe Complété par une mesure effectuée à l'aide d'un moniteur portatif | | | Alarme Coupure des faisceaux |
| Eau - circuit primaire | Activité de l'eau | Mesure de l'activité d'un échantillon d'eau par scintillation ou évaporation | | | Rapport d'incident |
| Eau - piscine | Activité de l'eau | Mesure de l'activité d'un échantillon d'eau par scintillation ou évaporation | | | Rapport d'incident |
| Circuit d'air | Activité du filtre à cartouche | Détection de rayonnements α , β et γ | | | Rapport d'incident |
| Circuit d'air | Activité de l'air | Système comparatif avec chambres d'ionisation | | | Alarme (SCRAM) |
| ... | | | | | |
| Dosimétrie individuelle | Dose et débit de dose de rayonnements β , γ et de neutrons | Dosimètres électroniques et photographiques | | | Alarme Rapport d'incident |

Il convient d'examiner avec les visiteurs, avant leur entrée dans l'installation, les règles de base, les instructions à suivre concernant les mesures à prendre en cas d'incident et un lieu de rassemblement en cas d'évacuation d'urgence de l'installation. Il devrait être indiqué s'il est interdit d'utiliser les téléphones portables ou de prendre des photos. L'entrée de tous les visiteurs et étudiants dans l'installation et leur sortie devraient être consignées dans un carnet de bord. Les étudiants devraient s'exercer à remplir un tableau dans lequel ils inscriront leurs nom et prénom, l'organisme, l'heure d'arrivée, l'heure de départ, la dose individuelle enregistrée pendant les exercices et leur signature. Dans le cas d'un exercice durant plus d'une demi-journée, il serait bon que les étudiants signent le carnet de bord à leur arrivée et à leur départ pour chaque période d'une demi-journée.

Du point de vue de la radioprotection, les participants doivent respecter les règles de base de l'installation lorsqu'ils entrent dans celle-ci, dans la salle du réacteur et dans la salle de commande. En fonction du risque, il importe de prévoir des dosimètres et le port de blouses de laboratoire, de couvre-chaussures et de gants. On pourra prendre en compte des risques supplémentaires au moment de mesurer les doses de rayonnements en différents endroits de l'installation, comme les ouvertures de passage des faisceaux de neutrons ou dans le voisinage du circuit primaire (activation de l'eau). À coup sûr, les débits de dose, l'activité ou la contamination mesurés autour du réacteur ne devraient pas aboutir à une dose importante ou à un risque de contamination élevé pour les étudiants, car le principe ALARA (principe du niveau de risque le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, voir la section 3.2) doit s'appliquer. À la sortie de l'installation, les résultats dosimétriques individuels ou de groupe doivent être analysés pour vérifier l'absence d'exposition aux rayonnements importante, et la surveillance de la contamination doit être effectuée de façon minutieuse. Dans certaines installations, la contamination fait également l'objet d'une surveillance lorsque les étudiants y pénètrent, les mesures alors effectuées servant de référence avant que les étudiants et les formateurs ne passent aux exercices utilisant le réacteur. En fait, cela permet d'identifier la contamination d'un participant avant son entrée dans l'installation, contamination qui ne peut être totalement exclue.

En ce qui concerne l'entrée dans l'installation ou l'exploitation du réacteur en présence de visiteurs, certaines conditions particulières peuvent s'appliquer en vertu de la réglementation nationale. Par exemple, des restrictions liées à l'exploitation du réacteur peuvent s'appliquer si les étudiants sont mineurs ou si les visiteurs souffrent de certaines affections médicales.

Dans une optique de sécurité ou de protection, certaines règles et restrictions peuvent être applicables. L'accès peut être restreint dans les zones d'entreposage de combustible neuf, par exemple.

Les considérations de sûreté figurant dans la présente section s'appliquent à tous les exercices du présent recueil.

3.5.5. Documents

Aux fins de la réalisation des exercices portant sur la sûreté nucléaire, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : principes et fonctionnement du réacteur, sûreté et radioprotection ;
- b) Schéma de l'installation, qui peut montrer les points d'intérêt et permettre de localiser les composants du réacteur et les systèmes de surveillance ;

- c) Description du système de contrôle-commande, liste des LCE et mesures prises par le système de protection ;
- d) Tout document et procédure de sûreté nécessaire pour illustrer la sûreté d'exploitation ou réaliser l'exercice ;
- e) Informations et règles particulières, telles que le mode de fonctionnement des systèmes de mesure des rayonnements, les règles régissant l'accès au voisinage d'une ouverture de passage des faisceaux, ou l'interdiction d'accès à certaines zones lorsque le réacteur est en exploitation (par exemple la salle technique qui abrite le circuit primaire) ;
- f) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche, notamment les tableaux à remplir par les étudiants (voir le tableau 3, par exemple).

3.5.6. Questions aux étudiants

À titre d'exemple, on trouvera ci-après une série de questions pouvant être posées aux étudiants :

- 1) Énumérer les trois principales fonctions de sûreté pour un réacteur de recherche.
- 2) Pour chacune d'elles, indiquer au moins deux paramètres du réacteur qui sont mesurés en permanence pour garantir la sûreté de l'exploitation. Indiquer les LCE liées à chacun de ces paramètres et expliquer comment elles ont été fixées en fonction des considérations de sûreté.
- 3) Donner au moins trois exemples de situations anormales (un paramètre hors LCE), qui devraient entraîner l'arrêt du réacteur (arrêt SCRAM ou arrêt effectué manuellement).
- 4) Qu'est-ce que la redondance, et pourquoi applique-t-on ce concept à la mesure des paramètres dans un réacteur ?
- 5) Indiquer au moins cinq paramètres communément mesurés dans un réacteur compte tenu des considérations de radioprotection.
- 6) Décrire le système de détection utilisé pour mesurer chacun de ces paramètres.
- 7) Indiquer la valeur maximale de la dose quotidienne autorisée pour un travailleur exposé aux rayonnements, c'est-à-dire bénéficiant d'une surveillance médicale spécifique, et celle de la dose pour un visiteur si elle est autorisée par la réglementation nationale.

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

4. SYSTÈME DE CONTRÔLE-COMMANDE DU RÉACTEUR

4.1. CONTEXTE

Les réacteurs de recherche sont équipés d'un système de contrôle-commande qui garantit leur sûreté en fonctionnement normal, celui-ci comprenant le démarrage, l'exploitation tous niveaux de puissance confondus, la mise à l'arrêt, le rechargement en combustible et la maintenance, ainsi que dans les conditions incidentelles et accidentelles. L'architecture de ce système doit prévoir tous les incidents de fonctionnement et situations postérieures aux événements qui peuvent l'être. Ce système exécute des actions de protection telles que l'arrêt automatique du réacteur, le refroidissement de secours du cœur, l'évacuation de la chaleur résiduelle et le confinement des matières radioactives. La qualité et la fiabilité du système de contrôle-commande et de l'équipement du réacteur doivent être proportionnées à leur classification de sûreté.

L'exploitation sûre d'un réacteur de recherche requiert une instrumentation appropriée et fiable, essentielle pour garantir la sûreté de l'exploitation. Cette instrumentation permet d'obtenir des conditions d'exploitation correctes, de prévenir les accidents et d'en atténuer les conséquences, avec pour résultat la protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre des risques radiologiques indus.

Le système de contrôle-commande et son instrumentation doivent s'adapter au concept de défense en profondeur, qui implique la redondance, la diversité et la séparation des éléments importants pour la sûreté du réacteur (voir 3.1.2). Ces dispositions visent à prévenir les risques de défaillance de mode commun.

4.2. THÉORIE

4.2.1. Systèmes de contrôle-commande des réacteurs de recherche

L'équipement du réacteur se compose d'éléments qui sont importants pour la sûreté et d'autres qui ne le sont pas. Les éléments ou systèmes qui sont importants pour la sûreté se subdivisent entre systèmes de sûreté et éléments ou systèmes liés à la sûreté. Les systèmes de sûreté sont notamment les systèmes de protection, les systèmes actionneurs de sûreté et les dispositifs auxiliaires des systèmes de sûreté. L'instrumentation du réacteur est intégrée au système de contrôle-commande pour assurer la surveillance, le contrôle, la supervision et la protection du réacteur de recherche. Le système de contrôle-commande exécute un certain nombre de fonctions essentielles à la sûreté et à l'efficacité de l'exploitation du réacteur.

Ce système remplit trois fonctions de sûreté principales : maîtrise de la réactivité, contrôle de l'évacuation de la chaleur du cœur et confinement des matières radioactives.

La première fonction de sûreté consiste, par exemple, à maintenir la réactivité dans des limites sûres, à empêcher des transitoires de réactivité inacceptables et à mettre le réacteur à l'arrêt pour éviter les incidents de fonctionnement prévus ou atténuer les conséquences de conditions accidentelles.

La deuxième fonction de sûreté est axée sur l'évacuation de la chaleur du cœur pendant l'exploitation, au moyen d'un volume suffisant de caloporteur pour le refroidissement du cœur ; après l'arrêt du réacteur, avec l'évacuation adéquate de la chaleur résiduelle ; et dans des conditions accidentelles, comme à la suite d'une perte de caloporteur. La troisième fonction de

sûreté, qui consiste à confiner les matières radioactives, est exécutée en maintenant l'intégrité de la gaine du combustible et celle de l'enveloppe du système de refroidissement, et en limitant le rejet de matières radioactives afin de réduire au minimum l'exposition du public et du personnel aux rayonnements.

Le système de contrôle-commande a quatre fonctions principales importantes pour la sûreté : protection, contrôle, surveillance et affichage, et essais. Les fonctions de protection du système assurent une ligne de défense contre les défaillances des autres systèmes du réacteur. Les fonctions de contrôle donnent l'assurance que le réacteur est contrôlé et reste conforme aux paramètres de fonctionnement en conditions normales et anormales. Les fonctions de surveillance et d'affichage assurent l'interface entre le réacteur et le personnel d'exploitation et de maintenance. Les fonctions d'essais donnent l'assurance de la disponibilité et de l'efficacité des autres fonctions importantes pour la sûreté et confirment que ces dernières restent intactes. La figure 1 représente la structure type du système de contrôle-commande d'un réacteur.

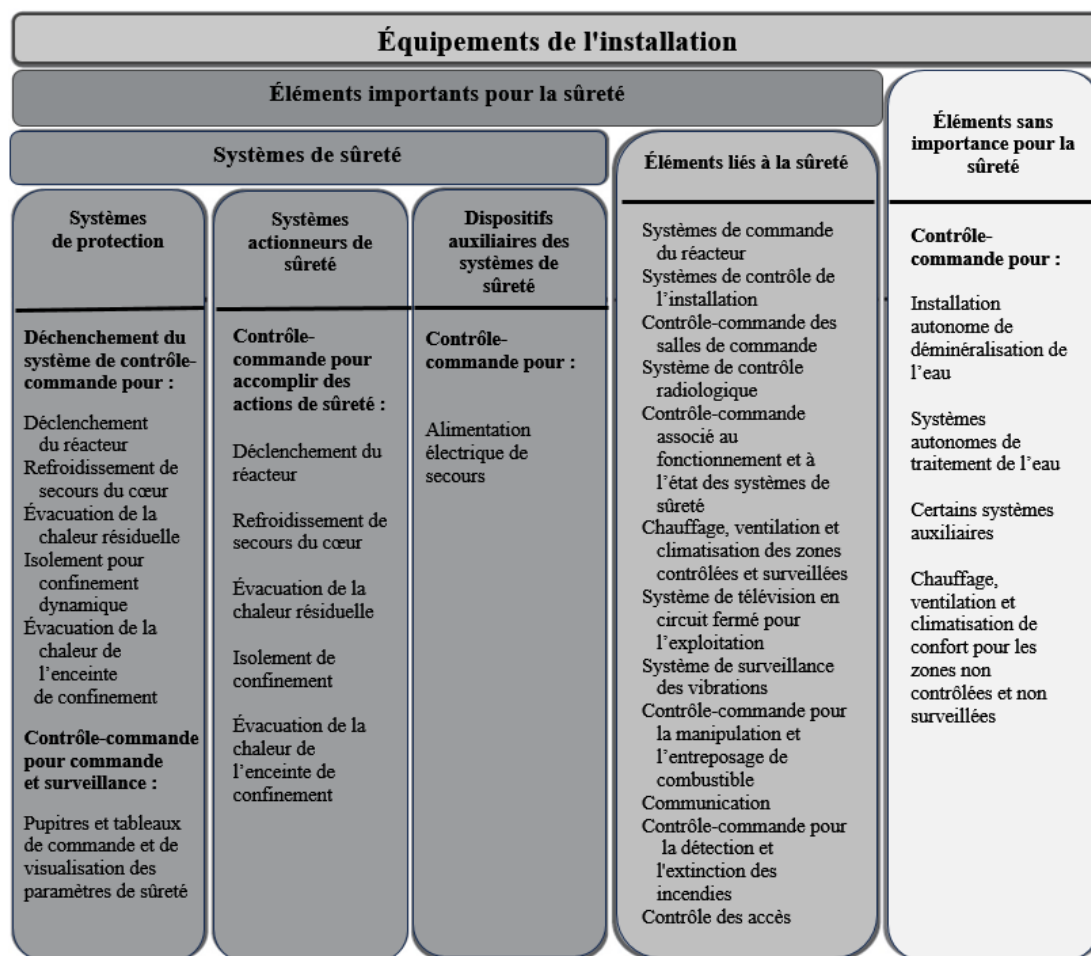


FIG. 1. Exemples de systèmes de contrôle-commande d'un réacteur de recherche classés selon leur importance pour la sûreté, tels qu'ils sont présentés dans la publication IAEA Specific Safety Guide No. SSG-37 [13].

Le système global de contrôle-commande se subdivise généralement en trois types de sous-systèmes : les systèmes de protection, les systèmes de contrôle et les systèmes d'information. Dans le cas des réacteurs de recherche de forte puissance, comme dans les

centrales nucléaires, trois autres types de sous-systèmes sont définis : systèmes de limitation, systèmes de verrouillage et systèmes de réduction des risques.

Composant particulièrement important du système de contrôle-commande, le système de protection est conçu pour remplir les fonctions suivantes :

- a) Déclenchement automatique des mesures appropriées exécutées par les autres systèmes, y compris, s'il y a lieu, les systèmes d'arrêt du réacteur, de sorte que les limites de conception spécifiées ne soient pas dépassées à la suite d'incidents de fonctionnement prévus ;
- b) Détection des accidents de dimensionnement et déclenchement des mesures exécutées par les autres systèmes qui sont nécessaires pour maintenir les conséquences de ces accidents dans les limites de la base de conception ;
- c) Compensation des actions non sûres du système de contrôle.

Les systèmes de contrôle englobent tous les équipements et composants utilisés pour contrôler automatiquement et manuellement les paramètres de l'installation, depuis la connexion aux capteurs pour la surveillance des processus jusqu'aux dispositifs actionneurs qui ont un impact direct sur les processus physiques qui affectent les valeurs des paramètres à contrôler.

Les systèmes d'information comprennent des équipements et des composants tels que les capteurs, le matériel de conversion des signaux émis par les capteurs en signaux pouvant être affichés ou enregistrés, les émetteurs de son, l'éclairage, les unités de visualisation, les enregistreurs, les imprimantes et les dispositifs de visualisation à semi-conducteurs.

L'instrumentation d'un réacteur de recherche est non nucléaire ou nucléaire. L'instrumentation non nucléaire mesure les paramètres technologiques conventionnels, tels que la température du modérateur et du caloporteur, le débit à travers la piscine du réacteur, la cuve et le système de gestion de l'eau, le niveau d'eau dans la piscine, la pression dans les différentes parties de l'installation (comme la salle du réacteur ou les cellules chaudes) et diverses mesures de paramètres liées aux expériences et aux exercices.

4.2.2. Instrumentation nucléaire

L'instrumentation nucléaire a pour objectif de détecter les rayonnements, en particulier les neutrons et les rayonnements gamma. Les détecteurs de neutrons sont essentiels au fonctionnement du réacteur car ils renseignent sur sa puissance et la vitesse de variation de celle-ci. Outre ces mesures clés pour le contrôle-commande, on peut utiliser d'autres détecteurs de neutrons pour caractériser le champ neutronique ; ils fournissent des informations sur la répartition du flux neutronique et le spectre d'énergie.

Les modifications rapides et fréquentes de la puissance des réacteurs de recherche sont courantes. Les détecteurs de neutrons du système de contrôle-commande renseignent de façon quasi instantanée sur l'état du réacteur. Par ailleurs, la gamme de puissance des réacteurs de recherche est plus étendue que celle des réacteurs nucléaires de puissance. Il existe plusieurs types de détecteurs de neutrons, qui sont classés en deux groupes principaux : les détecteurs actifs et les détecteurs passifs.

Les détecteurs de neutrons actifs réagissent immédiatement à une modification de la puissance du réacteur et leur signal de sortie est proportionnel à cette modification. Les détecteurs à gaz, qui utilisent principalement un convertisseur à bore ou à uranium, sont un exemple classique

de détecteurs actifs utilisés pour les réacteurs. Dans ces détecteurs, les interactions entre les neutrons et le convertisseur produisent des particules ionisantes qui sont détectées dans le gaz. Ces détecteurs sont utilisés pour mesurer la densité neutronique et la puissance du réacteur. Pour la radioprotection ou les mesures de rupture de gaine, on utilise communément des détecteurs à gaz équipés d'un convertisseur à hélium.

Les détecteurs de neutrons passifs réagissent d'une manière proportionnelle à l'intégrale du flux neutronique, mais leur évaluation est retardée. Les détecteurs passifs ne peuvent pas servir au contrôle d'un réacteur ni à la mesure instantanée de sa puissance, mais restent utiles pour les mesures à long terme. Les détecteurs à activation neutronique, qui reposent sur l'activation de feuilles ou de fils d'Au ou de Mn, par exemple, sont un exemple classique de détecteurs passifs qui servent à mesurer l'importance et le spectre du flux neutronique. On utilise également les détecteurs thermoluminescents pour contrôler les doses de rayonnements du personnel et de l'environnement.

Comme expliqué plus haut, les détecteurs de neutrons à gaz ont ceci de particulier que les neutrons ne peuvent pas ioniser directement le gaz du détecteur : on parle alors de particules indirectement ionisantes. Aussi faut-il convertir les neutrons en d'autres particules capables de générer une charge mesurable dans le volume du détecteur. Cette conversion peut se faire soit par le gaz ($^{10}\text{BF}_3$ ou ^3He) à l'intérieur du détecteur, soit par un matériau approprié (^{10}B ou ^{235}U) tapissant les parois du détecteur. Ces détecteurs sont des chambres d'ionisation ou des compteurs proportionnels [15]. La probabilité d'une interaction entre les neutrons et le convertisseur dépend grandement de l'énergie des neutrons. La détection des neutrons dont l'énergie cinétique est inférieure à 1 eV (neutrons thermiques) revêt une importance particulière pour l'exploitation d'un réacteur de recherche.

Plusieurs facteurs influent sur la conversion réussie des neutrons thermiques en particules ionisantes. La section efficace de réaction du convertisseur doit être élevée de façon que la taille de celui-ci puisse être réduite. C'est tout particulièrement important pour les détecteurs de neutrons à gaz, dans le cas desquels la conversion est réalisée directement dans le gaz. La détection des neutrons thermiques repose sur la production de particules chargées lourdes. L'interaction entre un neutron thermique et un noyau-cible produit généralement des protons ou des particules alpha ou des fragments de fission. Toutes ces réactions sont suffisamment exothermiques, et leur énergie, généralement comprise entre 0,1 et 100 MeV, dépasse nettement l'énergie incidente des neutrons thermiques (inférieure à 1 eV). Il faut également tenir compte du fait que les neutrons coexistent souvent avec des rayons gamma, qui peuvent aussi produire un signal de sortie. L'utilisation d'un convertisseur qui, comme ^{235}U , produit des particules ionisantes de haute énergie permet de mieux distinguer le signal de sortie provoqué par les neutrons de celui induit par les rayons gamma.

Pour le contrôle du réacteur, deux types de systèmes de détection (ou davantage) sont généralement mis en œuvre. Un premier système fonctionnant en mode impulsion est utilisé à basse puissance. Ce système de détection peut mesurer chaque interaction de neutrons dans le détecteur, ce qui donne un taux de comptage, c'est-à-dire un nombre d'impulsions électriques par seconde proportionnel à la densité neutronique. Il est utilisé depuis la source, lorsque les neutrons sont essentiellement fournis par celle-ci avant le démarrage du réacteur, jusqu'à la puissance maximale, qui est déterminée par la plage dynamique de ce système, généralement de cinq décennies. Un second système fonctionnant en mode courant est utilisé à forte puissance. Ce système de détection mesure un courant qui est proportionnel à la densité neutronique. Il est utilisé depuis la puissance minimale, qui est déterminée par la plage dynamique du système, jusqu'à la puissance nominale plus une certaine marge : NP + X%

(habituellement entre 10 et 20 % au-dessus de la puissance nominale). Ces détecteurs couvrent généralement jusqu'à sept décennies d'évolution de puissance.

Le système de détection à basse puissance est généralement équipé de chambres d'ionisation à fission ou de compteurs proportionnels à bore. Le système de détection à forte puissance est généralement équipé de chambres d'ionisation à fission ou de chambres d'ionisation à bore.

Les informations données par les systèmes de détection à basse et à forte puissance servent à mesurer et à contrôler divers paramètres et indicateurs de sûreté, tels que le taux de comptage ou le courant proportionnel à la densité neutronique, le rythme du changement de la densité neutronique (période ou temps de doublement), la puissance du réacteur et la variation correcte de ces paramètres dans le cadre des LCE.

Seul outil à donner instantanément une image de la densité neutronique et de sa variation, ces systèmes de détection de neutrons sont essentiels au contrôle de la réaction en chaîne.

4.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Les systèmes de contrôle-commande sont des composants clés qui garantissent la sûreté de l'exploitation et de l'utilisation d'un réacteur de recherche. Les exercices qui s'y rapportent devraient permettre de comprendre les principes fondamentaux du système de contrôle-commande d'un réacteur et présenter des applications concrètes des concepts de sûreté concernant la conception, le fonctionnement et la protection du système.

On peut élaborer des exercices utilisant un réacteur de recherche qui soient consacrés au système de contrôle-commande. On peut aussi utiliser d'autres exercices (par exemple une expérience sur l'effet de température, voir la section 9.4.3) pour analyser la conception, le fonctionnement et la protection des fonctions connexes du système de contrôle-commande. Tout exercice devrait être considéré comme donnant l'occasion de pratiquer la sûreté d'exploitation et d'adopter une attitude interrogative en ce qui concerne les activités menées sur le site d'un réacteur de recherche.

S'agissant du système de contrôle-commande, les objectifs d'apprentissage consistent à faire comprendre :

- a) Les principes régissant la conception et le fonctionnement du système du double point de vue théorique et pratique ;
- b) Le rôle clé que joue ce système dans l'exploitation et l'utilisation sûres du réacteur, dans les conditions fixées par les LCE ;
- c) La méthodologie appliquée à la mise en place des mesures prises par le système de protection du système de contrôle-commande ;
- d) L'importance d'appliquer les critères de sûreté et de mettre en place la redondance et la diversité pour ce qui est des prescriptions concernant la performance des systèmes de contrôle-commande liés à la sûreté ;
- e) L'importance d'appliquer le concept de défense en profondeur à la conception du système de contrôle-commande ;
- f) Le principe de fonctionnement d'une partie donnée du système de contrôle-commande et de l'instrumentation qui s'y rapporte, telle que l'instrumentation neutronique ;
- g) La nécessité d'adopter en permanence une attitude interrogative en matière d'exploitation et d'utilisation du réacteur au moment de prendre en compte les informations fournies par le système en question.

Ces objectifs s'adressent plus particulièrement aux étudiants se spécialisant en sciences nucléaires dans l'un des trois programmes d'études, à savoir la licence, la maîtrise et le doctorat, le contenu des différents programmes (allant du niveau de base au niveau avancé, voir la section 2.3.2) étant ajusté au niveau de connaissances des étudiants et aux objectifs d'apprentissage. Ces connaissances sont également utiles aux étudiants se spécialisant dans différents domaines de l'ingénierie dans le cadre de programmes de maîtrise et de doctorat, notamment en énergétique, en génie mécanique ou en génie électrique, le contenu correspondant généralement aux niveaux de base ou intermédiaire.

Pour ce qui est de l'objectif consistant à observer et à analyser les données mesurées par le système de détection du système de contrôle-commande, aucun instrument expérimental spécifique n'est nécessaire pour l'activité susmentionnée liée à l'instrumentation du réacteur. Il suffit que le réacteur soit équipé d'une technologie et d'une instrumentation expérimentale standard, notamment de détecteurs de neutrons et de rayonnement gamma. S'il s'agit d'observer le signal électrique aux différents stades d'un système de détection de neutrons et d'étudier les points de consigne des systèmes de détection de neutrons, il faudra mettre en place des détecteurs et systèmes de détection supplémentaires qui soient indépendants du système de contrôle-commande, de façon à éviter toute interférence avec ce dernier et avec l'exploitation sûre du réacteur.

Pour le niveau de base, l'objectif consiste à présenter le concept et l'architecture du système de contrôle-commande en donnant des exemples concrets du rôle joué par ce système pour garantir la sûreté de l'exploitation et de l'utilisation du réacteur. À cette fin, on peut soit décrire succinctement le système de contrôle-commande dans la présentation de l'installation, soit le décrire plus en détail dans le cadre des exercices utilisant le réacteur. Dans ce dernier cas, l'application du concept de défense en profondeur peut être expliquée et illustrée en analysant les caractéristiques du système de contrôle-commande et en soulignant le rôle du système de protection et de ses actions protectrices. De plus, on peut alors revenir plus longuement sur le fonctionnement d'un type donné d'instrumentation et des LCE correspondantes. Selon le niveau de détail retenu, la présentation et les exercices peuvent durer entre une demi-heure et deux heures.

Pour le niveau intermédiaire, on peut examiner d'une manière plus approfondie le concept, l'architecture et les aspects concrets du système de contrôle-commande. Un exercice utilisant un réacteur peut également porter sur un type spécifique d'instrumentation et de traitement du signal, comme l'instrumentation neutronique, qui joue un rôle clé pour la sûreté de l'exploitation. En pareil cas, les exercices peuvent permettre d'acquérir une compréhension de base des processus physiques en jeu dans l'élaboration et le traitement des signaux électriques émis par les systèmes de détection de neutrons à la fois en mode impulsion et en mode courant. Un exercice de ce type dure généralement entre une et deux heures.

Lorsqu'il s'agit de traiter la question de l'instrumentation neutronique pour le niveau avancé, on peut se fixer comme objectif supplémentaire la caractérisation des signaux émis par les systèmes de détection de neutrons, en se concentrant par exemple sur la durée des impulsions en mode de comptage d'impulsions, l'établissement de la plage de fonctionnement de chaque système avec le niveau de puissance associé, ainsi que les seuils pouvant être fixés pour chaque système afin de garantir la protection du réacteur. Un exercice de ce type dure généralement entre deux et trois heures.

4.4. EXERCICES PORTANT SUR L'INSTRUMENTATION NEUTRONIQUE

4.4.1. Objectif de l'exercice

Les systèmes de détection de neutrons sont indispensables à l'exploitation du réacteur car ils renseignent immédiatement sur la puissance du réacteur et le taux de variation de cette puissance, garantissant ainsi la sûreté de l'exploitation et du contrôle du réacteur. Cet exercice, qui doit permettre d'étudier les systèmes de détection de neutrons, porte successivement sur l'étude des deux principaux modes, à savoir le mode impulsion et le mode courant ; l'analyse des signaux d'instrumentation neutronique pendant l'exploitation du réacteur à différents niveaux de puissance ; et la compréhension de l'utilisation de ces signaux par le système de protection, assurant la maîtrise de la réactivité et l'évacuation de la chaleur.

4.4.2. Matériel et conditions

Pour une étude des systèmes de détection de neutrons, deux approches sont possibles. Dans la première, l'instrumentation existante du système de contrôle-commande peut servir à fournir les données à analyser. Dans ce cas, il n'est généralement pas possible de modifier les points de consigne des systèmes de détection de neutrons aux fins de l'exercice.

Une seconde approche consiste à installer des détecteurs supplémentaires au voisinage du cœur et à les relier à un système de traitement et d'acquisition des données. On a alors la possibilité de modifier les points de consigne des systèmes en question et d'étudier plus en détail leur fonctionnement. Dans ce cas, il convient d'installer le matériel suivant :

- a) Détecteurs de neutrons à basse puissance, équipés de chambres d'ionisation à fission ou de compteurs proportionnels à bore, et détecteurs à forte puissance, équipés de chambres à fission ou de chambres d'ionisation à bore ;
- b) Câbles, alimentation électrique, préamplificateur et discriminateur pour le système de détection à basse puissance ;
- c) Oscilloscope pour observer les signaux aux différents stades du système de détection à basse puissance ;
- d) Câbles, alimentation électrique et ampèremètre (plage habituellement comprise entre un nA et un mA) pour un système de détection à forte puissance.

Les détecteurs de neutrons devraient se trouver au voisinage du cœur, de sorte que les taux de comptage et le courant indiqués par le système de détection supplémentaire permettent de mesurer comme il convient la densité neutronique depuis la source jusqu'à la puissance nominale. En ce qui concerne les systèmes de détection du système de contrôle-commande, un chevauchement approprié, généralement d'au moins deux ordres de grandeur, devrait pouvoir être observé entre les informations fournies par les systèmes à basse puissance et les systèmes à forte puissance.

4.4.3. Méthodologie

Comme indiqué précédemment, l'exercice peut être réalisé en trois phases. Pour chaque phase, cette section commence par présenter une méthodologie applicable lorsque l'instrumentation du système de contrôle-commande est utilisée. Des indications complémentaires sont ensuite fournies lorsqu'une instrumentation supplémentaire est disponible.

La première phase de l'exercice consiste à expliquer le principe des systèmes de détection de neutrons et, chaque fois que cela est possible, à observer le signal électrique et sa fluctuation.

Les schémas comme ceux que présente la figure 2 peuvent servir à décrire le fonctionnement des systèmes de détection de neutrons à basse et à forte puissance, en mode impulsion et en mode courant, respectivement. Il faudrait également prévoir un schéma du cœur et de son voisinage montrant la position des détecteurs de neutrons. Les caractéristiques des détecteurs (type, dimensions, tension de fonctionnement et tension nominale, et sensibilité, par ex.) et leur électronique (gain d'amplification, tension d'alimentation habituellement fournie et valeurs de seuil) devraient également être communiquées.

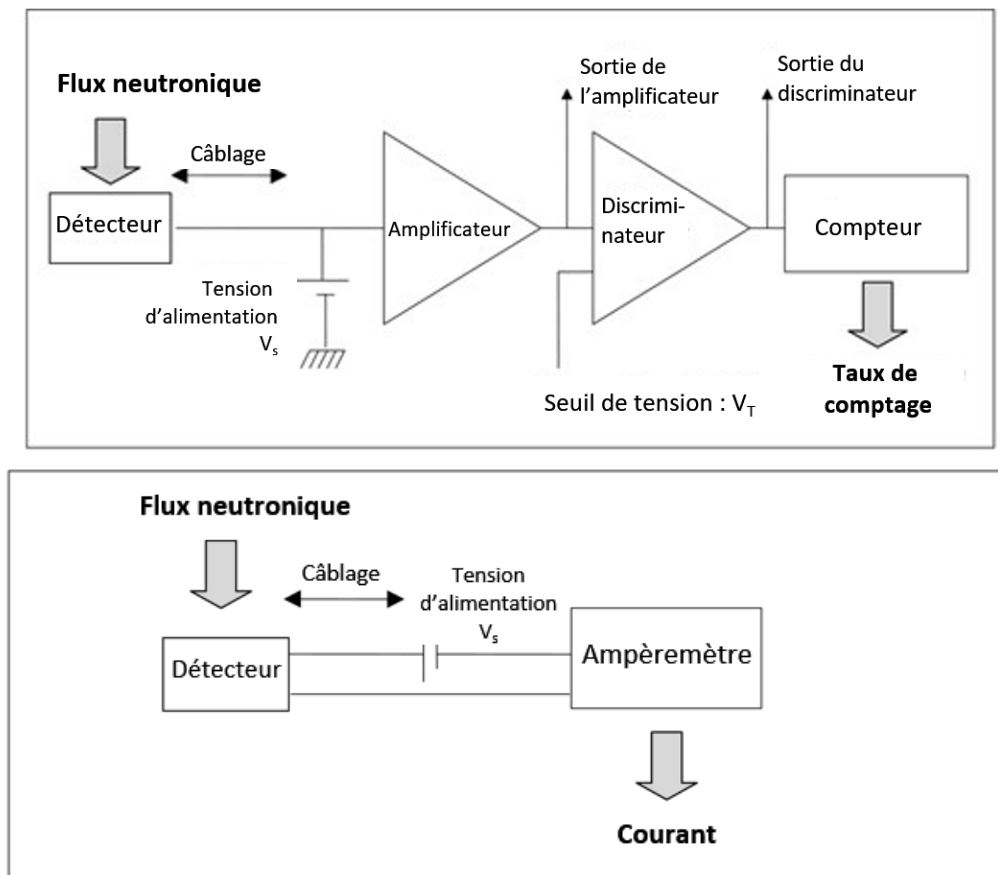


FIG. 2. Schéma des systèmes de détection à basse et à forte puissance, respectivement, fonctionnant en mode impulsion et en mode courant, et fournissant un taux de comptage et un courant proportionnels à la densité neutronique et à la puissance du réacteur. (avec l'aimable autorisation de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires, CEA Paris-Saclay, France)

Pour ce premier exercice, les systèmes de détection de neutrons à basse et forte puissance devraient être réglés à leurs valeurs de fonctionnement nominales. Pour expliquer le principe et le fonctionnement de ces systèmes, on peut aborder les questions suivantes :

- Position du détecteur, qui influe sur la plage de fonctionnement par rapport à la puissance du réacteur ;
- Spectre d'énergie neutronique et environnement du détecteur, qui influent sur la réaction du système de détection ;

- c) Valeurs choisies pour la tension d'alimentation pour les systèmes de détection à basse et à forte puissance, qui dépendent principalement de la plage de fonctionnement fournie par le fournisseur du détecteur ;
- d) Seuil de tension du discriminateur du système à basse puissance, qui est fortement tributaire des conditions de fonctionnement sur le site du réacteur ;
- e) Observation du signal de détection à basse puissance à la sortie de l'amplificateur, qui peut englober la mesure de la hauteur habituelle du bruit et des impulsions de neutrons, ainsi que de la largeur totale à mi-hauteur (LTMH) des impulsions ;
- f) Rôle du discriminateur, qui est de supprimer la contribution du bruit et des signaux de plus faible amplitude découlant du rayonnement gamma, et du bon réglage du seuil de tension du discriminateur ;
- g) Observation du signal à la sortie du discriminateur, qui est généralement un signal TTL (logique transistor-transistor) dont on peut mesurer l'amplitude et la LTMH ;
- h) Observation des fluctuations du taux de comptage à différents niveaux de puissance pour présenter le caractère statistique du comptage des neutrons et son influence sur l'incertitude du taux de comptage mesuré ;
- i) Détermination du taux de comptage maximal (τ_{max}) du système à basse puissance, que l'on peut déduire de la LTMH des impulsions à la sortie du discriminateur, qui correspond à $\tau_{max} = 1/10 \times \text{LTMH}$ pour un signal aléatoire [17] ;
- j) Mesure du courant d'obscurité du système de détection à forte puissance à puissance nulle et observation des fluctuations du courant à forte puissance.

La deuxième phase de l'exercice consiste à enregistrer les signaux émis par les systèmes de détection à basse et forte puissance pendant l'exploitation du réacteur à différents niveaux de puissance. Le tableau 4 donne un exemple du type de résultats pouvant être obtenus.

TABLEAU 4. EXEMPLE DE RÉSULTATS OBTENUS AVEC LES SYSTÈMES DE DÉTECTION DE NEUTRONS À BASSE ET FORTE PUISSANCE

| Puissance du réacteur | Taux de comptage (coups par seconde) ¹ | Courant électrique (A) |
|-----------------------|--|------------------------|
| Niveau de la source | 10 | 2×10^{-9} |
| 1 W | 10^3 | 3×10^{-9} |
| 10 W | 10^4 | 5×10^{-8} |
| 100 W | 10^5 | 5×10^{-7} |
| 1 kW | 7×10^5 | 5×10^{-6} |
| 10 kW | 2×10^6 | 5×10^{-5} |
| 100 kW | – | 5×10^{-4} |
| 1 MW | – | 5×10^{-3} |

¹ Le taux de comptage est indiqué en coups par seconde (coups/s).

À titre d'exemple, on peut traiter les points suivants en fonction des données enregistrées :

- a) Croissance linéaire des signaux, c'est-à-dire le taux de comptage et le courant, en fonction de la puissance du réacteur dans la plage de fonctionnement des systèmes de détection à basse puissance (du niveau de la source à 100 W dans l'exemple donné au tableau 4) et à forte puissance (de 10 W à 1 MW dans l'exemple), respectivement ;
- b) Saturation du taux de comptage du système à basse puissance lorsque la puissance augmente (au-delà de 100 W, dans l'exemple), qui découle du chevauchement des impulsions avec une forte augmentation du nombre d'interactions de neutrons dans le détecteur par unité de temps ;
- c) Cohérence entre la valeur maximale observée du taux de comptage et la valeur calculée à partir de la LTMH des impulsions dans la première phase ;
- d) Calcul du flux neutronique au niveau des détecteurs à basse et forte puissance, qui est obtenu en faisant le rapport entre le taux de comptage ou le courant, respectivement, et la sensibilité du détecteur ;
- e) Comparaison des flux neutroniques calculés par différents détecteurs, qui fait généralement apparaître une distribution non uniforme du flux neutronique autour du cœur, aboutissant à un facteur d'étalonnage (rapport puissance/signal) propre à chaque détecteur ;
- f) Établissement de la plage de fonctionnement des deux systèmes en fonction des données enregistrées : en gris dans le tableau 4 ;
- g) Chevauchement des plages de fonctionnement des systèmes à basse et à forte puissance et son importance pour la sûreté de l'exploitation ;
- h) Examiner le lien entre le taux de comptage, le courant et la puissance du réacteur, un facteur d'étalonnage correspondant étant défini pour chaque détecteur. Ce facteur est ajusté périodiquement à la suite d'une campagne de calibrage de la puissance (voir la section 10.1) ;
- i) Expliquer l'utilisation du taux de changement du taux de comptage et du courant pour le calcul de la période ou temps de doublement, qui est un paramètre clé garantissant la sûreté de l'exploitation du réacteur de recherche.

La troisième phase de l'exercice doit permettre de comprendre l'utilisation de ces signaux par le système de protection du réacteur. Les points suivants peuvent être traités :

- a) Accent mis sur le fait que les systèmes de détection de neutrons jouent un rôle essentiel de garants de la sûreté de l'exploitation et du contrôle d'un réacteur de recherche ;
- b) Définition d'un seuil bas pour le taux de comptage au niveau de la source, habituellement de 5 coups/s, qui garantit le bon fonctionnement des systèmes de détection à basse puissance avant le démarrage du réacteur ;
- c) Définition d'un seuil haut pour le taux de comptage correspondant à la valeur supérieure de la plage de fonctionnement du système, 10^5 coups/s selon le tableau 4. Ce seuil déclenche le SCRAM du réacteur si le système à basse puissance est utilisé hors plage ;
- d) Définition d'un seuil bas pour le courant, qui correspond à la valeur inférieure de la plage de fonctionnement du système, 5×10^{-8} A selon le tableau 4. Ce seuil déclenche le SCRAM du réacteur si le système à forte puissance est utilisé hors plage ;
- e) Définition d'un seuil haut pour le courant, qui équivaut à la puissance nominale plus une marge donnée, généralement de 10 %, qui correspondrait à un courant de $5,5 \times 10^{-3}$ A. Ce seuil provoque un SCRAM du réacteur ;
- f) Définition de seuils pour la période (ou temps de doublement) du réacteur, par exemple une alarme si le temps de doublement est inférieur à 10 s et le SCRAM du réacteur si le temps de doublement descend au-dessous de 3 s ;

- g) Explication de la logique du système de contrôle-commande, qui prévoit souvent un commutateur manuel pour passer du système de détection à basse puissance au système à forte puissance lorsque la puissance augmente.

Selon les installations, des seuils supplémentaires utilisés pour déclencher des alarmes supplémentaires peuvent être définis. On peut aussi présenter aux étudiants l'activité relative aux essais périodiques des systèmes de détection.

4.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

Lorsque l'on envisage de mettre en place des détecteurs supplémentaires pour réaliser l'exercice, il y a lieu de conduire une analyse de sûreté, en se référant à la section 3.5 et à la publication n° SSG-24 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée *Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors (Rev. 1)* [10]. Il importe de s'assurer que le dispositif de détection, qui peut comprendre un support ou un tube à faisceaux spécifique, n'influe pas sur la réactivité ni sur les mesures faites par les détecteurs du système de contrôle-commande. Ce dernier problème peut survenir si un détecteur supplémentaire est installé dans le voisinage d'un détecteur du système de contrôle-commande. La mise en place de détecteurs supplémentaires peut aussi entraîner d'autres problèmes de radioprotection. Il peut s'agir des modifications apportées au blindage sur le site du réacteur lorsque l'on utilise des ouvertures de passage des faisceaux de neutrons (qui peuvent imposer une limite à la puissance d'exploitation maximale afin de restreindre le débit de dose dans la salle du réacteur) ou des précautions à prendre pour manipuler et entreposer des dispositifs activés tels que les détecteurs, les câbles et les supports. Pour toutes ces raisons, la mise en place de détecteurs supplémentaires peut devoir être examinée et autorisée par le comité de sûreté du réacteur de recherche ou l'organisme de réglementation.

Du point de vue de la sécurité ou des garanties, la manipulation des chambres à fission contenant de l'uranium hautement enrichi (s'agissant, par exemple, de mettre en œuvre des canaux de détection supplémentaires) peut être soumise à des règles et à des restrictions spécifiques.

4.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence sur les détecteurs de neutrons et les systèmes de détection de neutrons fonctionnant en mode impulsion et en mode courant ;
- b) Spécifications techniques des détecteurs, notamment leur type, leurs dimensions, la tension d'exploitation et la tension nominale, et la sensibilité ;
- c) Spécifications techniques de l'électronique, comme le gain d'amplification et les valeurs de la tension d'alimentation et du seuil de tension du discriminateur ;
- d) Schéma du cœur et de son voisinage montrant la position des détecteurs de neutrons ;
- e) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche ;
- f) En cas de besoin, informations et règles relatives aux expériences spécifiques à mener.

4.4.6. Questions aux étudiants

À la suite de l'exercice sur l'instrumentation neutronique, on pourrait poser aux étudiants les questions suivantes :

- 1) Expliquer brièvement le principe des systèmes de détection à basse puissance, notamment le rôle du discriminateur.
- 2) Qu'est-ce qui limite le taux de comptage maximal du système de détection à basse puissance et quel est le lien entre le taux de comptage maximal et la LTMH des impulsions à la sortie du discriminateur ?
- 3) Un détecteur à basse puissance d'une sensibilité de 0,1 coup/s pour un flux unitaire de $1 \text{ n.cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ donne un taux de comptage de 2 580 coups/s. Quel est le flux neutronique projeté contre ce détecteur ?
- 4) Donner deux raisons pour lesquelles il importe de prévoir un chevauchement important (d'au moins 2 décennies sur l'échelle logarithmique de l'instrumentation) entre la plage de fonctionnement des systèmes de détection à basse puissance et celle des systèmes à forte puissance.
- 5) Proposer un moyen concret par lequel le système de protection met le réacteur à l'arrêt d'urgence lorsque sa puissance atteint 115 % de sa puissance nominale (nous supposons qu'à la puissance nominale le courant du système de détection à forte puissance est égal à $2 \times 10^{-3} \text{ A}$).
- 6) Expliquer comment les systèmes de détection à forte et à basse puissance peuvent être successivement calibrés à la suite d'une campagne de calibrage de la puissance.

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices concernant l'instrumentation du réacteur, on se reportera à la bibliographie.

5. MESURE DU FLUX NEUTRONIQUE

5.1. CONTEXTE

Les exercices concernant la distribution du flux neutronique⁵ dans les réacteurs de recherche, également appelés exercices concernant la « cartographie du flux neutronique », sont communément réalisés sur le site des réacteurs à faible puissance. Il existe deux méthodes principales pour mesurer la distribution du flux de neutrons thermiques.

La première méthode consiste à utiliser divers types de petits détecteurs de neutrons, comme les détecteurs auto-alimentés [15] ou les chambres d'ionisation, qui sont insérés dans une certaine position dans le cœur et sont progressivement déplacés dans un sens, généralement verticalement. Le signal (en mode impulsion ou courant) mesuré au niveau du détecteur, qui est sensible aux neutrons thermiques, est proportionnel au flux de neutrons thermiques. En conséquence, le signal dépendant de la position est utilisé pour établir la distribution du flux de neutrons thermiques dans le cœur.

La seconde méthode repose sur l'activation neutronique d'échantillons, comme dans le cas de la technique de l'analyse par activation neutronique (AAN)⁶. Divers détecteurs (feuilles ou fils, par exemple) à activation peuvent être placés dans le cœur et irradiés. L'activité de l'échantillon ainsi mesurée, qui est proportionnelle au flux de neutrons thermiques, est utilisée pour établir la distribution du flux neutronique.

5.2. THÉORIE

La distribution du flux neutronique dans le cœur d'un réacteur de recherche résulte de processus interactifs qui dépendent de l'énergie des neutrons. Dans un réacteur thermique, le spectre d'énergie des neutrons est influencé par des processus liés au cycle de vie des neutrons dans le cœur, depuis leur origine comme neutrons rapides⁷ et leur ralentissement par le modérateur qui les transforme en énergie thermique⁸, jusqu'à leur capture par le combustible ou d'autres matières dans le cœur ou leur fuite en dehors du cœur. Le spectre neutronique, qui couvre tout l'éventail des énergies depuis environ 10 MeV à environ 10^{-4} eV, se divise généralement en trois régions, à savoir celles de l'énergie thermique, épithermique et rapide. La densité du flux neutronique⁹ du réacteur thermique en fonction de l'énergie des neutrons E peut être décrite comme suit :

⁵ Le flux neutronique est défini comme la longueur de trajectoire totale parcourue par tous les neutrons dans un centimètre cube en une seconde, ou comme le nombre de neutrons traversant une unité de surface diamétrale arbitraire dans toutes les directions par unité de temps.

⁶ Pour d'autres renseignements, voir la section 11 sur l'analyse par activation neutronique.

⁷ L'énergie moyenne des neutrons de fission est d'environ 2 MeV.

⁸ L'énergie moyenne des neutrons thermiques est d'environ 0,025 eV à une température de 290 K.

⁹ Produit de la densité neutronique par la vitesse des neutrons intégré dans toutes les directions du déplacement des neutrons. Unité : /cm²·s¹.

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

où

$\varphi(E)$: densité du flux neutronique pour une énergie neutronique E

φ_{th} : densité du flux de neutrons thermiques

φ_{epi} : densité du flux de neutrons épithermiques

T : température des neutrons

$\Delta(E/kT)$: fonction de jonction

L'équation (1) est souvent reformulée comme une fonction de la densité du flux de neutrons thermiques comme suit :

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

où $\lambda = \varphi_{epi} / \varphi_{th}$ est le rapport entre les densités des flux de neutrons épithermiques et thermiques.

La répartition du flux de neutrons thermiques dans un réacteur de recherche est habituellement mesurée parce que, étant proportionnelle à la répartition de la chaleur générée dans le cœur, elle influe au plus haut point sur la sûreté du réacteur. En d'autres termes, les pics importants du flux de neutrons thermiques forment des régions chaudes au sein du cœur du réacteur. Les deux autres répartitions de flux, c'est-à-dire celles des neutrons épithermiques et rapides, sont moins souvent mesurées.

La répartition du flux des neutrons thermiques peut être déterminée à partir de la théorie de la diffusion pour un réacteur à dalle nue unidimensionnelle infinie d'une épaisseur a (c'est-à-dire un réacteur sans réflecteur). L'équation de la diffusion peut être formulée ainsi :

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

où B est le facteur de gauchissement. La densité du flux de neutrons thermiques dans le cœur peut être déterminée à l'aide des conditions limites qui décrivent le fait que la densité du flux observée sur les surfaces extrapolées \tilde{a} atteint la valeur de zéro :

$$\begin{aligned} \varphi\left(\frac{\tilde{a}}{2}\right) &= \varphi\left(-\frac{\tilde{a}}{2}\right) = 0 \\ \tilde{a} &= a + 2d \end{aligned} \quad (4)$$

où d est la longueur d'extrapolation.

L'équation (4) peut être résolue à l'aide des conditions limites de cette équation, et la densité du flux de neutrons thermiques φ dans le réacteur nu est égale à :

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

Dans le cas d'un réacteur avec réflecteur, on peut adopter une approche similaire en utilisant une équation de diffusion à deux groupes, dont l'un concerne le cœur et l'autre le réflecteur. La résolution des équations de diffusion permet de constater que le flux de neutrons thermiques augmente près de la limite entre le cœur et le réflecteur et qu'un pic se présente dans le réflecteur. Le pic est dû à la thermalisation des neutrons rapides dans le réflecteur, où les neutrons thermiques sont légèrement absorbés. Ainsi, les neutrons thermiques s'accumulent dans le réflecteur avant de s'échapper ou de retourner dans le cœur, entraînant l'aplanissement de la répartition du flux neutronique dans le cœur. La figure 3 montre un exemple de répartition de la densité du flux neutronique dans le réacteur nu et dans le réacteur doté d'un réflecteur.

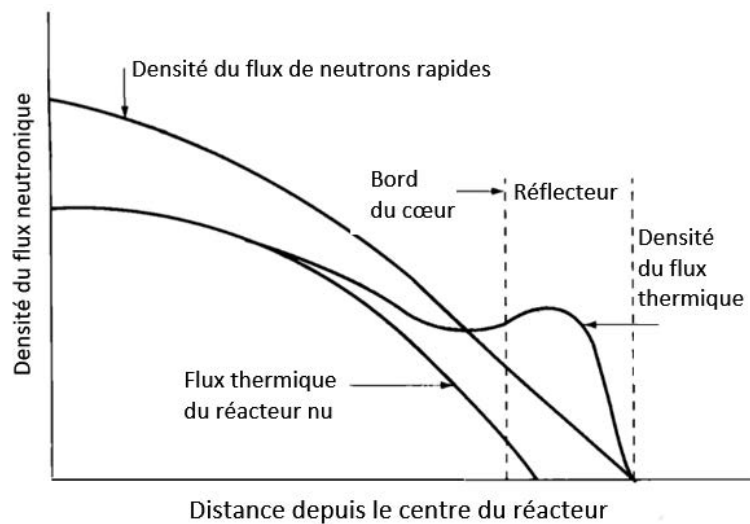


FIG. 3. Répartition de la densité du flux neutronique dans le réacteur doté ou non d'un réflecteur. [avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque (République tchèque)]

Le réflecteur redirige certains neutrons thermiques vers le cœur, ce qui réduit la masse critique et, de ce fait, les dimensions critiques du cœur. Pour prendre en compte cet effet, l'économie due au réflecteur δ est définie comme dans l'équation (6) :

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

où \tilde{R}_0 est le diamètre critique du réacteur nu et R le diamètre critique du réacteur avec réflecteur. Pour un réacteur modéré par eau et avec réflecteur, on peut utiliser la formule suivante pour une estimation approximative de l'économie due au réflecteur :

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

où

\bar{D}_C : coefficient de diffusion dans le cœur

\bar{D}_R : coefficient de diffusion dans le réflecteur

L_R : longueur de diffusion dans le réflecteur

Les détecteurs de neutrons (qui s'appuient sur un convertisseur ^{10}B ou ^{235}U) et les échantillons d'activation d'au ou de Mn sont sensibles non seulement aux neutrons thermiques, mais aussi aux neutrons épithermiques. Cette sensibilité dépend de la section efficace du convertisseur ou de l'échantillon d'activation pour l'énergie cinétique des neutrons. Pour obtenir une répartition pure de la densité du flux de neutrons thermiques, il est nécessaire d'exclure de la mesure la partie concernant les neutrons épithermiques. L'énergie à la limite entre les neutrons thermiques et les neutrons épithermiques a une valeur d'environ 0,1 eV. Le cadmium (Cd), qui est souvent utilisé dans le réacteur, a une section efficace d'absorption des neutrons sensiblement élevée à faible énergie avec un pic de résonance pour une énergie d'environ 0,18 eV et une section efficace d'absorption des neutrons sensiblement plus faible pour des énergies supérieures à ce pic. C'est la raison pour laquelle le Cd est souvent utilisé comme filtre pour la détection des neutrons thermiques. On procède à une mesure initiale avec un détecteur nu, qui détecte à la fois les neutrons thermiques et les neutrons épithermiques. Lors de la mesure suivante, le détecteur est le même, mais il est recouvert d'une enveloppe de cadmium : il ne détecte alors que les neutrons épithermiques. La comparaison des deux mesures permet de déterminer le flux de neutrons thermiques. Le rapport cadmique R_{Cd} utilisé dans les calculs est défini comme suit :

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

ou :

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

où

C_{bare} : taux de comptage mesuré par le détecteur nu

C_{Cd} : taux de comptage mesuré par le détecteur recouvert d'une enveloppe de Cd

C_{epi} : taux de comptage correspondant aux neutrons épithermiques

C_{Th} : taux de comptage correspondant aux neutrons thermiques

M_{bare} : masse de la feuille ou du fil

M_{Cd} : masse de feuilles ou de fils avec une enveloppe de cadmium

L'équation (8) est utilisée pour la détermination du R_{Cd} par les chambres d'ionisation, et l'équation (9) par le détecteur à activation lorsque les différentes masses de feuilles ou de fils sont prises en compte. En pratique, à moins que les mesures du C_{bare} et C_{Cd} ne soient effectuées simultanément, le calcul devra tenir compte du temps de décroissance radioactive après l'irradiation de l'échantillon.

5.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Du point de vue du réacteur, l'établissement de la carte de flux neutronique ne nécessite aucune instrumentation expérimentale particulière.

Lorsque l'on utilise des détecteurs de neutrons ou des chambres d'ionisation de petite taille et auto-alimentés, la réalisation de cet exercice requiert des appareils électroniques de lecture et un filtre cadmium associés. Lorsque l'on utilise les mesures fondées sur l'activation, il faut disposer d'échantillons d'activation appropriés et d'un système de spectrométrie gamma pour effectuer une AAN.

Selon le niveau de l'exercice, les étudiants devraient avoir acquis au moins des connaissances de base dans les domaines suivants :

- a) Principes de fonctionnement d'un réacteur et rôle de ses principaux composants (combustible, modérateur, réflecteur, absorbant) ;
- b) Neutronique (spectres énergétiques et répartition des neutrons) ;
- c) Principe et utilisation des détecteurs de neutrons ;
- d) Principes de l'activation neutronique et mesures fondées sur cette activation (utilisation de différents matériaux et d'une enveloppe de cadmium).

Le contenu de la présente section et des sections 4 et 11 ainsi que leurs références peuvent être utilisés pour faire acquérir ces connaissances minimales.

Cet exercice convient aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Le niveau de l'exercice peut être ajusté en fonction des connaissances de l'étudiant et des objectifs pédagogiques. Cet exercice correspond généralement à un programme de base ou intermédiaire, mais il peut aussi être réalisé à un niveau avancé.

Pour le niveau de base, il peut consister simplement à mesurer la répartition du flux des neutrons thermiques (à l'aide d'une technique), puis à comprendre la forme de cette répartition en fonction de la configuration du cœur. Un exercice de ce type dure généralement trois heures.

Pour le niveau intermédiaire, les points supplémentaires suivants peuvent être étudiés :

- a) Comparaison de la répartition du flux neutronique donnée par deux techniques (mesure directe et par activation neutronique) ;
- b) Analyse du spectre neutronique et compréhension de la répartition du flux de neutrons en fonction de leur gamme d'énergie ;
- c) Étude de l'influence des perturbations dans la configuration du cœur à partir de la répartition du flux neutronique mesurée. Un exercice de ce type dure généralement entre six et 12 heures.

Enfin, dans le cadre d'un micro-projet de niveau intermédiaire ou avancé, les étudiants peuvent créer un processus de validation des codes neutroniques en comparant les résultats obtenus par le calcul et les mesures du flux neutronique effectuées sur le réacteur à l'aide de l'une des deux techniques de cartographie du flux ou des deux.

5.4. EXERCICES DE CARTOGRAPHIE DU FLUX NEUTRONIQUE

5.4.1. Objectif de l'exercice

Comme indiqué dans la section 5.3, l'exercice de cartographie du flux neutronique est facile à réaliser dans les réacteurs de recherche. Il peut avoir deux buts complémentaires :

- a) Apprendre à utiliser les détecteurs pour mesurer la répartition du flux neutronique ;
- b) Comprendre la forme de la répartition du flux neutronique et sa relation avec la physique des réacteurs et la conception du cœur.

Comme indiqué dans la section 5.1, la mesure de la répartition du flux neutronique peut être effectuée à l'aide de deux techniques : 1) mesure directe du flux neutronique à l'aide de petits détecteurs (habituellement des détecteurs à gaz tels que les chambres à fission ou les détecteurs auto-alimentés) ou 2) mesure a posteriori fondée sur l'activation neutronique de feuilles ou de fils placés à l'intérieur ou/et autour du cœur. On peut également conduire une analyse supplémentaire du spectre neutronique (thermique, épithermique, rapide) ou de la modification de la répartition du flux neutronique en fonction des modifications de la configuration du cœur (enlèvement d'un réflecteur ou insertion d'un dispositif expérimental, par exemple).

5.4.2. Matériel et conditions

À l'exception de l'instrumentation nécessaire pour mesurer la répartition du flux neutronique dans le cœur ou à proximité, cet exercice ne nécessite aucun matériel particulier.

Lorsqu'il est procédé à une mesure directe à l'aide de détecteurs de neutrons, le matériel suivant est nécessaire :

- a) Petit détecteur à gaz (chambre d'ionisation à fission, par exemple) ou détecteur auto-alimenté avec câble et électronique associés pour la lecture des signaux ;
- b) Support de détecteur permettant de déplacer celui-ci à l'intérieur ou autour du cœur.

On trouvera des orientations concernant le matériel lié à la détection des neutrons à l'aide de détecteurs à gaz dans la section 4. Certaines limitations liées à des problèmes de sûreté ou de radioprotection peuvent s'appliquer à la manipulation des détecteurs dans le cœur. Il est préférable de mener l'expérience à une puissance très faible afin de limiter le débit de dose autour du cœur et l'activation du détecteur, en particulier si ce dernier doit être ultérieurement enlevé du cœur ou de la piscine du réacteur (il faudrait prendre en considération le temps nécessaire à la décroissance d'activité).

Pour procéder à la mesure par activation de feuilles ou de fils, le matériel suivant est nécessaire :

- a) Détecteurs à activation de feuilles ou de fils de masse(s) connue(s) ;
- b) Porte-échantillon (souvent en Plexiglas ou aluminium) pour placer le(s) détecteur(s) à activation dans le cœur ou à proximité ;
- c) Compteur 2π ou système de détection par spectrométrie (avec un détecteur à NaI(Tl) ou à HPGe) pour la mesure de l'activité ;
- d) Lorsque le filtrage de l'énergie neutronique est nécessaire, des enveloppes de cadmium pour les feuilles d'activation.

Le type de détecteur à activation est choisi en fonction de sa section efficace de capture dans le domaine d'énergie à analyser et du type d'isotope qui sera produit sous irradiation neutronique. Le détecteur à activation est également choisi en fonction du type de rayonnement émis par l'isotope produit, de son énergie et de sa période (ou demi-vie). La section efficace devrait être suffisamment élevée pour indiquer une activité mesurable. Les périodes s'échelonnent habituellement entre quelques minutes et quelques jours. Les matières à courte période (quelques minutes) ne doivent être irradiées que brièvement pour avoir une activité importante. Dans ce cas, il faudra corriger les mesures en tenant compte de l'intervalle de temps entre

l'irradiation et la mesure. Du point de vue de la radioprotection, ces échantillons doivent être manipulés avec précaution car ils peuvent être de haute activité, et leur masse sera limitée à ce qui est strictement nécessaire pour que le comptage soit significatif. Les détecteurs à activation courants (isotope radioactif produit, demi-vie) sont le cuivre (^{64}Cu , 12,7 heures), l'or (^{198}Au , 2,69 jours), un alliage or-cuivre (généralement 98 % de Cu et 2 % d'Or) et le Fe (^{56}Mn , 2,58 heures).

Certaines limitations liées à des problèmes de sûreté ou de radioprotection peuvent s'appliquer à la manipulation des détecteurs à activation. En particulier, le débit de dose pour les étudiants devrait être maintenu aussi bas que possible lors de l'enlèvement des échantillons irradiés et de la mesure de leur activité. On peut mettre au point des porte-échantillons permettant de limiter l'exposition pendant l'expérience. On peut aussi utiliser des sources standard pour étalonner le système de mesure afin de déterminer avec précision le flux neutronique. Tel est le cas des sources de rayonnement gamma standard (835 keV) qui peuvent servir à étalonner le système de détection pour le ^{56}Mn (gamma à 847 keV).

La plupart des détecteurs de neutrons permettront préférentiellement d'établir la répartition du flux des neutrons thermiques. De fait, la plupart des sections efficaces d'absorption varient selon une loi en $1/\text{racine carrée}$ de l'énergie cinétique des neutrons. Par exemple, les chambres à fission sont environ 600 fois plus sensibles aux neutrons thermiques à 0,025 eV qu'à des neutrons à 1 MeV.

5.4.3. Méthodologie

La présente sous-section décrit un exercice en trois phases qui peut être élaboré pour la cartographie du flux neutronique. Selon le niveau des étudiants et le programme d'études, ces phases peuvent être menées séparément ou à titre d'exercice unique. Étant donné qu'un large éventail de détecteurs et de systèmes de détection peuvent être utilisés pour la cartographie neutronique, ce paragraphe ne porte, à titre d'exemple, que sur l'utilisation d'un type de détecteur de neutrons (petite chambre à fission) et de deux types de détecteurs à activation (or et fer) qui peuvent être utilisés pour le présent exercice.

Phase 1 - Répartition du flux neutronique

Cette phase concerne la mesure et la compréhension de la forme globale de la répartition du flux neutronique.

Dans le cas d'une petite chambre à fission, le détecteur relié à son système de détection est déplacé étape par étape (p. ex. tous les cinq centimètres) à proximité ou à l'intérieur du cœur. Cet exercice peut être conduit le long de l'axe vertical ou de l'axe horizontal, par exemple à l'aide d'un canal de faisceau. Le signal est enregistré pour chaque position du détecteur et reporté sur l'axe considéré. L'utilisation d'un détecteur étalonné de sensibilité connue permet également d'obtenir la valeur correspondante du flux neutronique.

Les détecteurs à activation, tels que les feuilles ou fils d'or, sont communément utilisés car ^{198}Au a un schéma de décroissance simple et sa demi-vie (2,7 jours) est appropriée. Les feuilles (p. ex. une tous les cinq centimètres) ou le fil à activer sont fixés dans le porte-échantillon qui peut être introduit dans le cœur ou à proximité. Après irradiation, l'échantillon ou les échantillons irradiés peuvent être mesurés à l'aide d'un compteur 2π ou d'un spectromètre gamma pour mesurer leur activité, qui est proportionnelle au flux neutronique. D'un point de vue pratique, il est possible de couper le fil, par exemple en

échantillons de cinq centimètres de longueur, afin de mesurer l'activité de chaque partie de ce fil. L'activité des échantillons irradiés par rapport à leur position permet de cartographier les neutrons dans la direction étudiée.

La figure 3 présente la répartition typique du flux neutronique dans le cœur du réacteur avec ou sans réflecteur. La densité neutronique est maximale au centre du cœur et décroît vers sa périphérie. Ce comportement peut être modélisé à l'aide de la théorie de la diffusion des neutrons (voir la section 5.2). Dans le cas de la présence d'un réflecteur autour du cœur, on observe à proximité du réflecteur une augmentation locale de la densité neutronique globale, qui est liée à l'augmentation de la contribution des neutrons thermiques.

Phase 2 - Détermination des répartitions du flux de neutrons thermiques et de neutrons rapides

La deuxième phase porte sur une étude simple des répartitions du flux de neutrons thermiques et de neutrons rapides.

Pour obtenir la contribution purement thermique au flux neutronique, on peut utiliser une procédure qui met en jeu deux mesures successives. L'une des deux doit être effectuée sans blindage en cadmium, c'est-à-dire en utilisant l'ensemble du spectre neutronique, et l'autre avec blindage en cadmium, c'est-à-dire en supprimant du spectre la composante thermique. On peut alors calculer la contribution purement thermique à partir de deux mesures. L'expérience peut être menée avec une chambre à fission successivement autonome et entourée de cadmium. La quantité de cadmium utilisée pour le blindage doit être réduite au minimum nécessaire car la forte absorption des neutrons par le cadmium peut sensiblement perturber le flux neutronique et, éventuellement, modifier la réactivité. Sur la base du même principe, la procédure peut être conduite à l'aide de détecteurs à activation au lieu de chambres à fission. La figure 4 présente les sections efficaces du cadmium et de l'or en fonction de l'énergie et peut servir à illustrer le principe de cette méthode de soustraction à l'aide d'échantillons d'or.

La répartition du flux de neutrons rapides peut être mesurée à l'aide d'échantillons de fer dont la section efficace est importante pour les neutrons dont l'énergie dépasse 6 MeV. La comparaison des contributions thermique et rapide à la répartition du flux neutronique devrait donner un résultat analogue à celui que montre la figure 3. Toutefois, il convient de noter que la mesure précise de la répartition du flux de neutrons rapides est plus complexe que celle de la répartition du flux des neutrons thermiques du fait des faibles valeurs des sections efficaces dans la région de l'énergie rapide.

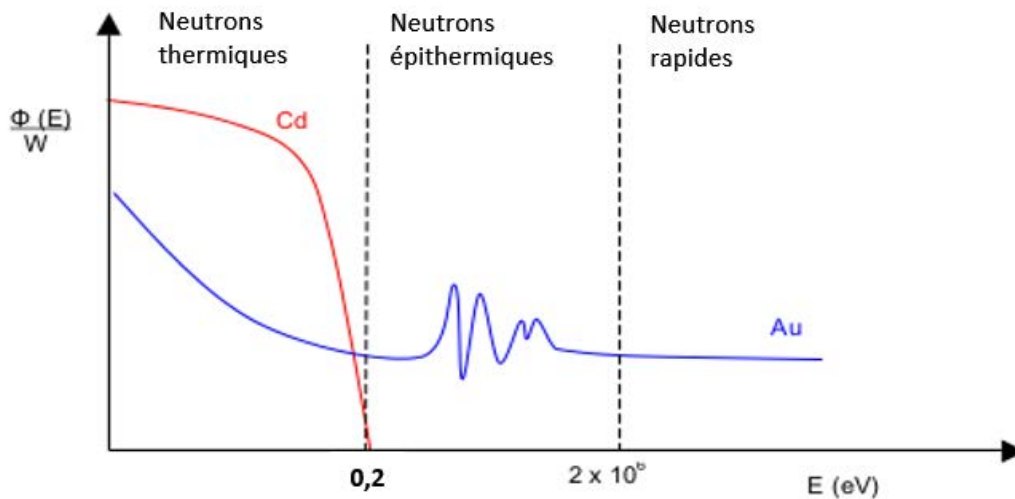


FIG. 4. Comparaison entre les sections efficaces d'absorption de l'or et du cadmium en fonction de l'énergie cinétique des neutrons. [avec l'aimable autorisation de l'Atominstytut, Université technique de Vienne (Autriche)]

Phase 3 - Influence des perturbations du cœur sur la répartition du flux neutronique

La technique précédemment décrite pour établir la répartition du flux neutronique (domaines d'énergie totale, thermique ou rapide) peut être mise en œuvre durant cette phase. À partir d'un état de référence étudié au cours des phases 1 et 2, on peut introduire dans le cœur une ou plusieurs perturbations pour étudier les modifications correspondantes de la répartition du flux neutronique. On peut étudier les deux perturbations suivantes :

- a) Introduction d'une barre de commande qui abaisse localement la densité du flux neutronique ;
- b) Adjonction d'éléments réflecteurs à la périphérie du cœur, ce qui augmente la densité des neutrons thermiques à cette périphérie.

5.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

Lorsque l'on met en œuvre un dispositif supplémentaire (détecteurs, échantillons d'activation, blindage en cadmium ou porte-échantillon, p. ex.) à l'intérieur ou autour du cœur (y compris des canaux de faisceaux), il importe d'en vérifier l'impact éventuel sur la réactivité du cœur et la mesure de la puissance du réacteur.

Du point de vue de la radioprotection, la mise en œuvre de dispositifs supplémentaires soumis à l'activation neutronique peut entraîner un risque supplémentaire d'exposition pendant ou après l'irradiation. Dans le cas des radio-isotopes d'une période de quelques heures, il est habituel d'attendre une heure ou davantage la décroissance des radio-isotopes de courte période (l'aluminium, par exemple).

On applique des procédures spécifiques lorsque des étudiants sont associés à la manipulation et la mise en œuvre de détecteurs supplémentaires. En particulier, au moment de mener l'expérience avec un détecteur à activation, certaines règles de base s'appliquent :

- a) Calculer l'activité attendue de l'échantillon à activer, en limiter la masse en conséquence et déterminer la durée nécessaire à la décroissance avant de retirer les échantillons des positions d'irradiation et de les placer dans une position de comptage ;
- b) Chacune des personnes participant à l'exercice (enseignants, étudiants et opérateurs du réacteur) devrait avoir un dosimètre individuel ;
- c) Il conviendrait de vérifier systématiquement l'activité du dispositif d'irradiation au moment de retirer l'échantillon activé de sa position d'irradiation ;
- d) Utiliser des blouses de laboratoire, des gants et des pinces pour manipuler les échantillons irradiés ;
- e) Avant d'être mesurés, les échantillons sont conservés sous un bouclier biologique ;
- f) Après l'exercice, chaque participant devrait s'assurer de l'absence de toute contamination (à l'aide d'un détecteur pour les mains et les pieds) ;
- g) On utilisera de préférence des isotopes de courte période afin de réduire les déchets radioactifs. Il est conseillé de réutiliser les échantillons, en assurant une bonne traçabilité de leur historique ;
- h) L'utilisation du cadmium invite à la prudence en raison du risque biochimique associé.

5.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documentation de référence (en fonction du niveau de l'exercice) : physique des réacteurs, réactivité, densité neutronique et sa dépendance géométrique, systèmes de détection de neutrons, interaction nucléaire, section efficace, activation neutronique, décroissance radioactive, règles de base de radioprotection ;
- b) Caractéristiques des détecteurs de neutrons, des détecteurs à activation et du système de détection (y compris leur réglage), selon les besoins ;
- c) Schéma du cœur et de son voisinage montrant la position des détecteurs de neutrons ;
- d) Procédure par étapes à suivre pour accomplir les tâches ;
- e) Informations et règles concernant spécifiquement l'expérience à mener, en particulier dans le cas de l'utilisation des détecteurs à activation (voir la section 5.4.4).

5.4.6. Questions aux étudiants

La série de questions ci-après peut permettre de procéder à une première évaluation de l'impact de l'expérience :

- 1) Expliquer brièvement le principe de la ou des techniques mises en œuvre pour la mesure des neutrons.
- 2) Par quel moyen est-il possible de déterminer la répartition du flux de neutrons thermiques sans les contributions épithermique et rapide ?
- 3) Quelles devraient être les caractéristiques d'un détecteur à activation approprié compte tenu de la gamme d'énergie neutronique étudiée, des aspects liés à la mesure de l'activité et des questions de radioprotection ?
- 4) Quelle est la forme typique de la répartition du flux de neutrons thermiques depuis le centre du cœur vers sa périphérie ? Quel modèle mathématique peut servir à établir cette répartition ?
- 5) En quoi la forme générale de la répartition du flux de neutrons rapides se différencie-t-elle de celle de la répartition du flux de neutrons thermiques ?

- 6) En quoi le placement d'éléments de graphite autour du cœur modifierait-il la répartition du flux neutronique ? Pourquoi le graphite est-il installé autour du cœur ?
- 7) Quel effet l'introduction d'une barre de commande aurait-elle sur la répartition du flux neutronique ? Cet effet est-il identique pour les neutrons thermiques et les neutrons rapides ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices concernant la mesure du flux neutronique, on se reportera à la bibliographie.

6. EXPÉRIENCE DE CRITICITÉ

6.1. CONTEXTE

Durant l'exploitation standard du réacteur, le maintien de celui-ci en état de fonctionnement critique ou le déclenchement d'un processus transitoire dans le cadre d'un état sous-critique ou surcritique pour modifier la puissance du réacteur sont des activités couramment menées par ses exploitants. Ces écarts de criticité sont bien décrits dans les procédures d'exploitation et sont exécutés compte tenu de la ou des configurations critiques précédemment obtenues durant l'exploitation du réacteur, habituellement quelques minutes ou quelques heures plus tôt. Les exploitants sont formés pour maintenir le réacteur de recherche dans un état sûr dans le cadre des LCE.

Une situation complètement différente qui a des effets importants sur la réactivité du cœur peut se produire dans le cœur ou à proximité au moment du contrôle de l'état du réacteur pendant le rechargement en combustible ou du démarrage du réacteur après rechargement ou mise en service d'un nouvel équipement. En pareil cas, la vérification ou l'approche de la criticité ne va jamais sans certaines incertitudes que même les calculs de criticité les plus précis disponibles et le personnel d'exploitation le plus expérimenté ne permettent pas d'éviter. De fait, les écarts par rapport aux paramètres critiques prévus peuvent déboucher sur des conditions incidentelles ou accidentelles. L'accident le plus grave qui puisse survenir si une expérience de criticité n'est pas menée d'une manière appropriée et sûre est une criticité instantanée. Il s'ensuit que l'exercice relatif à l'expérience de criticité, également appelé approche de la criticité, doit être réalisé d'une manière très précise, en comprenant bien l'ensemble des phénomènes susceptibles d'influer sur l'expérience et en mettant en œuvre la méthodologie appropriée. La quasi-totalité des réacteurs de recherche en exploitation dans le monde utilisent la méthodologie décrite plus loin.

L'approche de la criticité dans les réacteurs modérés à eau ordinaire peut s'obtenir en modifiant l'une des trois caractéristiques du réacteur ci-après : 1) la quantité de combustible nucléaire dans le cœur, c'est-à-dire en ajoutant du combustible ; 2) le taux d'absorption des neutrons dans le cœur, c'est-à-dire en retirant des barres de commande ou en diluant de l'acide borique ; ou 3) la modération dans le cœur, c'est-à-dire en augmentant le niveau du modérateur.

L'expérience de criticité est l'un des exercices le plus souvent proposé aux étudiants. De fait, elle constitue l'étape préliminaire de l'exploitation d'un réacteur de recherche et elle permet aussi aux étudiants de se familiariser avec la conception et le contrôle d'un réacteur. En outre, la base théorique de cet exercice est simple et, en pratique, il est facile à réaliser à l'aide des méthodes de retrait de barres de commande ou d'augmentation du niveau de l'eau, méthodes qui ne nécessitent aucun équipement ou instrument expérimental particulier. Les expériences de criticité basées sur l'adjonction de combustible dans le cœur sont un peu plus complexes et exigent plus de temps. Quelle que soit la méthode mise en œuvre, ces exercices visent à inculquer aux étudiants les connaissances, la méthode et les compétences nécessaires pour conduire une expérience de criticité.

6.2. THÉORIE

L'expérience de criticité a pour principal objectif d'approcher et de déterminer en toute sûreté, par extrapolation, l'état critique du réacteur. La réactivité est augmentée d'une manière progressive et contrôlée, par exemple en retirant graduellement une barre de commande ou en chargeant des éléments combustibles dans le cœur. À chaque étape, le taux de comptage des

neutrons est mesuré et, à l'aide des taux de l'étape actuelle et des étapes précédentes, l'état critique (c'est-à-dire la position critique de la barre ou le nombre d'éléments combustibles nécessaire pour rendre le réacteur critique) est prévu. À l'aide de cet état critique prévu et de la valeur correspondante du paramètre dit critique (c'est-à-dire la position de la barre ou le nombre d'éléments combustibles), on peut encore augmenter la réactivité tout en veillant à maintenir le réacteur en un état sous-critique, jusqu'à ce que l'on obtienne une bonne estimation de l'état critique. On répète ce processus itératif jusqu'à atteindre une très faible sous-criticité, de quelques cents habituellement, c'est-à-dire que k_{eff} est très proche de 1. À ce stade, l'expérience de criticité est terminée, et un opérateur peut, en suivant une procédure ordinaire, obtenir de manière sûre un état critique, puis surcritique pour démarrer le réacteur.

L'expérience de criticité s'appuie sur l'application de la méthode de multiplication sous-critique, qui est communément décrite dans les manuels de physique des réacteurs ou les manuels d'exercices sur les réacteurs de recherche. L'évolution de la population neutronique est liée au facteur de multiplication effectif k_{eff} , qui est un paramètre essentiel du réacteur. Selon sa définition, k_{eff} représente le rapport entre le nombre de neutrons de la génération actuelle n_i et le nombre de neutrons de la génération précédente n_{i-1} . La valeur k_{eff} est aussi le rapport entre le nombre de neutrons produits dans une génération $n_{production}$ et le nombre de neutrons absorbés dans le cœur $n_{absorption}$ et s'échappant du cœur n_{fuite} dans la génération précédente. Enfin, le facteur de multiplication effectif peut se définir par la formule des six facteurs, où η est le facteur de fission thermique, ϵ le facteur de fission rapide, p le facteur antitrappe, f le facteur d'utilisation thermique et P_F et P_T les probabilités de non-fuite de neutrons rapides et thermiques, respectivement. Les trois définitions sont les suivantes :

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

Dans un état sous-critique, $k_{eff} < 1$, mais lorsqu'une source extérieure de neutrons est ajoutée dans le cœur, les neutrons de la source y sont multipliés et, après une période de stabilisation, on obtient un flux de neutrons en régime permanent. Dans ce régime permanent, le flux de neutrons thermiques est proportionnel au facteur de multiplication effectif. Supposons que le réacteur puisse être décrit par une approximation ponctuelle, en ce sens que les flux de neutrons thermiques dans le cœur et le réflecteur sont proportionnels. Quelle que soit sa position par rapport au cœur ou au réflecteur, un détecteur de neutrons donnerait un signal mesuré n directement proportionnel au flux de neutrons. Supposons qu'au point de départ d'une telle mesure, lorsque le réacteur est en régime permanent, le flux de neutrons thermiques affiche une valeur n_0 ¹⁰. Lorsqu'un paramètre critique est modifié, par exemple par le retrait d'une barre de commande ou l'adjonction de combustible, il en résulte une augmentation de k_{eff} , qui passe de sa valeur initiale k_{eff0} à k_{eff1} , ce qui augmente le flux de neutrons thermiques jusqu'à ce que soit atteint un nouveau régime permanent avec une valeur mesurée n_1 :

¹⁰ Dans ce cas, $n_0 = \epsilon \cdot N$, où N est le flux de neutrons dans le cœur, et ϵ est l'efficacité du détecteur de neutrons.

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

où m est le nombre de générations de neutrons. Étant donné que le réacteur est sous-critique, c'est-à-dire que $k_{eff1} < 1$, le nombre final de neutrons est donné par la somme des séries géométriques avec le quotient de k_{eff1} . On obtient donc :

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

Si la valeur de m tend vers l'infini et $k_{eff} < 1$, le second terme du numérateur tend vers zéro.

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

L'équation finale prend donc la forme suivante :

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

La même procédure est applicable à un état sous-critique avec k_{eff2} , et les équations (10) à (15) restent identiques, k_{eff1} étant remplacé par k_{eff2} . L'équation (13) peut donc être reformulée sous une forme générale en utilisant k_{effi} :

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

Si le réacteur tend vers l'état critique, la valeur de k_{effi} tend vers 1. En fait, la valeur de la fraction dans l'équation (15) augmente en tendant vers l'infini, et sa valeur inverse tend vers zéro.

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

Lorsque la valeur inverse $1/n_i$ de l'équation (16) est reportée sur l'axe des ordonnées en fonction du paramètre critique x (position de la barre, par exemple), la courbe croise l'axe des abscisses (c'est-à-dire $1/n_i = 0$) lorsque la criticité est atteinte (voir la figure 5). En pratique, alors que l'état critique est en passe d'être atteint mais ne l'est pas encore, l'extrapolation de cette courbe permet de prévoir la valeur critique du paramètre critique au moment où la criticité est atteinte.

$$\text{si } \frac{1}{n_i} \rightarrow 0 \quad \text{alors } \frac{n_o}{n_i} \rightarrow 0 \quad \text{si } n_o = \text{const} \quad (17)$$

Au moment d'atteindre la criticité, $1/n_i$ tend vers zéro et croise l'axe des abscisses. En conséquence, tout multiple constant de cette valeur tend également vers zéro. Il s'ensuit qu'une pratique courante consiste à reporter n_o/n_i en fonction de x ; dans ce cas, la valeur initiale sur l'axe des ordonnées est 1 (valeur maximale de n_o/n_i) et il n'y a pas lieu de régler l'échelle de l'axe des ordonnées.

À partir d'un état initial avec un flux de neutrons thermiques stable et égal à n_0 , la réactivité est augmentée (étape i , paramètre modifié à la valeur x_i). À la suite de cette augmentation (k_{eff} tend vers 1), le flux de neutrons thermiques augmente et se stabilise à la valeur n_i . La valeur de n_0/n_i est reportée sur une courbe (voir la figure 5) et, par extrapolation, il est procédé à une première estimation du paramètre critique. On peut comparer cette valeur au paramètre critique déterminé par un calcul. Compte tenu de la valeur extrapolée du paramètre critique, la réactivité peut être encore augmentée (étape $i+1$). Pour des raisons de sûreté, il est prescrit que le paramètre modifié (position de la barre, nombre d'éléments ou niveau de l'eau) ne devrait pas être augmenté de plus de la moitié de la différence entre sa valeur actuelle et la valeur plus faible du paramètre critique qui a été déterminée à partir de l'extrapolation précédente (voir la marge de sûreté dans la figure 5) ou par le calcul. En pratique et à des fins pédagogiques, en supposant que la tendance générale de la courbe (voir la figure 6) ne soit pas connue, on choisit une valeur de x_{i+1} beaucoup plus faible que celle qui est imposée par la marge de sûreté. Si l'on applique cette valeur de x_{i+1} , après adjonction de réactivité, le flux neutronique croît et atteint un nouvel équilibre à n_{i+1} . Cette valeur est reportée sur le graphique et on répète le processus pour atteindre la valeur de $n_0/n_i \approx 0,1$, lorsque le réacteur est légèrement sous-critique de quelques cents en général. On procède ensuite à la dernière extrapolation, et l'exploitant peut atteindre l'état critique du réacteur en suivant une procédure ordinaire.

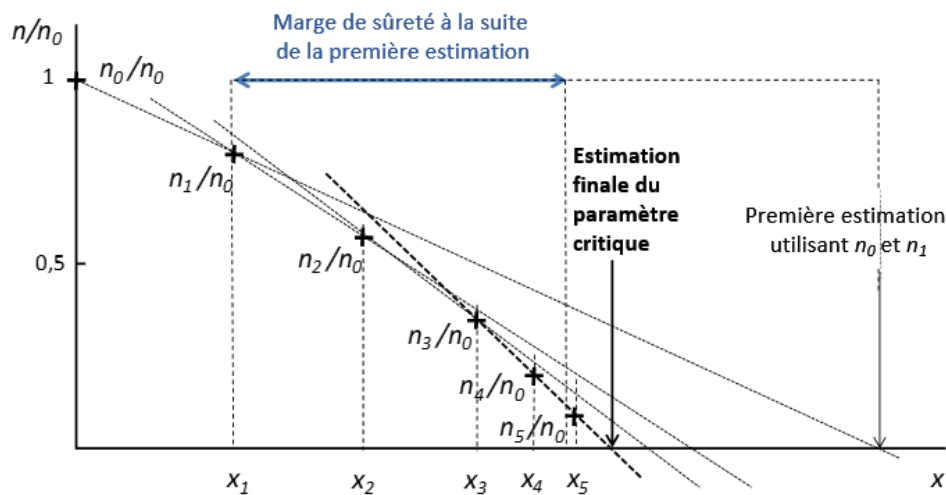


FIG. 5. Mesures par étapes effectuées pendant une expérience de criticité.

La figure 6 représente trois cas ou formes de courbe différents qui peuvent se produire lorsque le réacteur tend vers la criticité. Le cas idéal correspond à la courbe 3. Malheureusement, une courbe droite comme la courbe 3 est généralement impossible à obtenir dans les conditions d'exploitation standard d'un réacteur. Du point de vue de la sûreté nucléaire, la courbe concave 1 présente un inconvénient car la valeur extrapolée est plus élevée que la valeur réelle ultérieure. C'est la courbe que l'on obtient habituellement lorsqu'un détecteur de neutrons est placé très près du cœur. La courbe convexe 2 est meilleure du point de vue de la sûreté, mais l'angle sous lequel elle croise l'axe des abscisses donne un point d'intersection imprécis et, de ce fait, aboutit à une prévision de l'état critique moins précise. La forme des courbes dépend de divers facteurs, dont les plus importants sont les positions respectives du détecteur, de la source de neutrons et du combustible et la modification de ces positions pendant l'assemblage du cœur. La courbe convexe 2, qui est plus souhaitable, est obtenue lorsqu'un détecteur de neutrons est placé loin du cœur. Dans ce cas, toutefois, on rencontre souvent deux problèmes majeurs, car l'espace disponible peut ne pas permettre de placer un détecteur à une certaine distance et, lorsque cela

est possible, le taux de comptage fourni par le détecteur est généralement trop faible pour donner de bonnes statistiques.

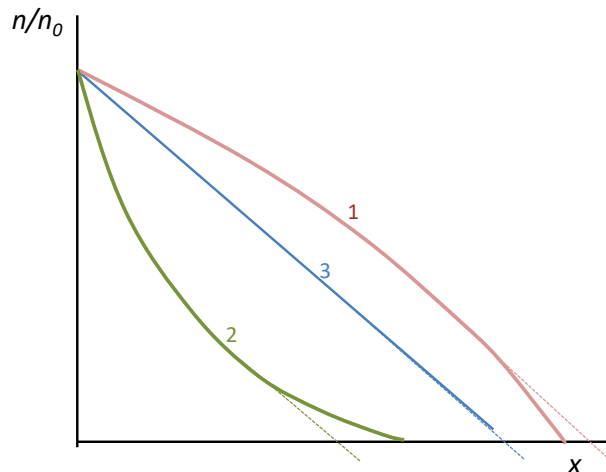


FIG. 6. Trois façons observées expérimentalement de tendre vers l'état critique.

6.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

L'expérience de criticité est l'un des exercices de physique des réacteurs dont l'objectif général consiste à comprendre les principes fondamentaux de cette branche de la physique et leur lien avec la sûreté d'exploitation d'un réacteur de recherche ou d'un réacteur de puissance.

Les objectifs d'apprentissage propres à cette expérience consistent à faire comprendre :

- La cinétique des neutrons dans les états sous-critique, critique et surcritique en présence d'une source de neutrons ;
- L'influence du combustible, du modérateur, des absorbants et des réflecteurs sur la réactivité ;
- Les problèmes de sûreté découlant d'un accroissement de réactivité non contrôlé et pouvant éventuellement entraîner un accident de criticité ;
- La nécessité de déterminer la criticité par extrapolation à partir de l'état sous-critique après toute modification apportée à la configuration du réacteur (habituellement lorsque le réacteur est à l'arrêt) qui débouche sur un état de réactivité inconnu ;
- La technique de détermination de la criticité, notamment la manière dont les données expérimentales peuvent être utilisées pour conduire l'expérience en toute sécurité et obtenir une estimation précise de la configuration critique ;
- L'importance de la culture de sûreté et de l'adoption d'une attitude interrogative dans la conduite de l'expérience (les données expérimentales devraient toujours avoir le pas sur les paramètres calculés, et l'erreur humaine devrait toujours être considérée comme une raison pouvant expliquer des résultats imprévisibles) ;
- La manière dont la configuration critique estimée peut ensuite servir à démarrer et exploiter le réacteur.

Cet exercice est indispensable pour les étudiants inscrits dans des programmes portant sur la conception, la physique, l'exploitation ou la sûreté des réacteurs. Il s'adresse plus particulièrement aux étudiants se spécialisant en sciences nucléaires dans l'un des trois

programmes d'études, à savoir la licence, la maîtrise et le doctorat. Cet exercice peut être réalisé aux niveaux de base, intermédiaire ou avancé en fonction du niveau de connaissances des étudiants et des objectifs d'apprentissage.

Par ailleurs, il est indispensable pour les étudiants se spécialisant dans différents domaines de l'ingénierie dans le cadre de programmes de maîtrise et de doctorat, notamment en énergétique, en génie mécanique ou en génie électrique, et appelés à exercer des fonctions en lien avec un programme d'études en génie nucléaire correspondant à une discipline mineure. Cet exercice est généralement réalisé aux niveaux de base ou intermédiaire en fonction du niveau de connaissances des étudiants et des objectifs d'apprentissage.

Au niveau de base, l'approche de la criticité peut être conduite par les exploitants pendant la présentation du réacteur. La méthode est expliquée, et les valeurs enregistrées des taux de comptage N sont utilisées pour trouver la configuration critique (graphique de $1/N$ en fonction du paramètre modifié). Il s'agit principalement de faire comprendre aux étudiants que, pour démarrer un réacteur en augmentant la réactivité, il faut avoir une idée précise de l'augmentation de la densité neutronique qui en résultera. Un exercice de ce type dure généralement entre une et deux heures.

Au niveau intermédiaire, l'approche de la criticité est conduite par étapes, les étudiants participant à la prise de la décision concernant les modifications des paramètres du cœur et, partant, celle de la réactivité. Il peut être procédé à une analyse plus approfondie des caractéristiques du réacteur pour expliquer le rôle de la source et la non-linéarité de la courbe $1/N$. Un exercice de ce type dure généralement entre deux et trois heures.

Au niveau avancé, l'expérience de criticité peut être conduite sous la forme d'une expérience d'assemblage du cœur. Elle peut, par exemple, être réalisée pendant le chargement des quatre ou cinq derniers éléments combustibles dans le cœur avant d'augmenter la réactivité de celui-ci par le retrait des barres de commande. Un exercice de ce type dure généralement entre cinq et six heures. Un exercice élargi peut aussi combiner les calculs concernant le cœur effectués à l'aide d'un code de calcul qui utilise les données expérimentales enregistrées pendant l'exercice pratique sur le site du réacteur. Un exercice de ce type peut être organisé sous la forme d'un mini-projet d'une ou de deux semaines pour les étudiants.

6.4. EXERCICES CONCERNANT L'EXPÉRIENCE DE CRITICITÉ

6.4.1. Objectif de l'exercice

L'expérience de criticité ou approche de la criticité se propose de trouver par extrapolation une configuration critique d'un réacteur pendant qu'il est maintenu en un état sous-critique ($k < 1$). L'expérience est conduite chaque fois que les conditions nécessaires pour faire passer le réacteur à l'état critique ne sont pas connues avec précision. C'est notamment le cas lorsque la configuration ou le voisinage du cœur (notamment, p. ex., la périphérie du cœur, les dispositifs d'irradiation, les sources de neutrons froids ou chauds et les faisceaux de neutrons) a été modifié à la suite, par exemple, d'un chargement en combustible ; d'une modification des éléments réflecteurs ; de travaux de maintenance ou du changement d'une barre de commande ; ou de la mise en place, de l'enlèvement ou de la modification d'un dispositif expérimental.

Dans l'expérience de criticité, on peut modifier la réactivité de différentes façons, par exemple en changeant le nombre d'éléments combustibles, le niveau de l'eau utilisée comme modérateur ou la position des barres de commande. Une fois que l'approche de la criticité a été conduite et

que la configuration critique du réacteur est connue, cette configuration peut être utilisée pour démarrer le réacteur de manière contrôlée et sûre.

6.4.2. Matériel et conditions

Étant donné que la conduite d'une expérience de criticité est une étape standard de l'exploitation sûre d'un réacteur, aucun matériel supplémentaire ou particulier n'est généralement nécessaire pour réaliser cet exercice à des fins d'enseignement universitaire.

Pour mener l'approche de la criticité, puis démarrer le réacteur, il faut disposer d'une source de neutrons [p. ex. une source Am-Be (américium-béryllium)] pour émettre les neutrons à multiplier dans le cœur. Il importe en outre de réunir le matériel et les conditions ci-après :

- a) Des éléments combustibles en quantité suffisante pour obtenir la criticité ;
- b) Un moyen de mesurer le paramètre critique à modifier (comme la position des barres ou le niveau d'eau) ;
- c) Au moins un système de détection de neutrons pour mesurer le taux de comptage, qui doit être proportionnel à la densité neutronique dans toute la gamme de mesure associée à l'exercice ;
- d) La source de neutrons devrait présenter une activité suffisante et être placée dans un endroit approprié pour permettre aux systèmes de détection de neutrons d'afficher un taux de comptage important. Au besoin et si cela est possible, la source peut être déplacée pour augmenter le taux de comptage.

Pour cet exercice, il importe de s'assurer qu'aucun paramètre temporel ne peut interférer avec la réactivité si ce n'est le paramètre critique qui est modifié à dessein pour conduire l'approche de la criticité. Ainsi, cette dernière ne peut être conduite après que le réacteur a fonctionné à une puissance supérieure à quelques kW pendant une durée généralement supérieure à quelques minutes. De fait, une diminution temporelle de la température de l'eau a des effets importants sur la réactivité au cours de l'exercice. S'agissant des réacteurs exploités pendant une longue période, habituellement supérieure à 10 heures, au-delà de quelques centaines de kilowatts, l'empoisonnement du cœur (voir la section 9.2.4), qui entraîne une modification temporelle de la réactivité pendant des dizaines d'heures après l'arrêt du réacteur (48 heures dans le cas du ^{135}Xe), crée en outre des conditions inappropriées pour le déroulement de l'exercice.

Pour garantir la précision de l'estimation de l'état critique, le niveau de la source doit demeurer constant pendant l'exercice. Dans le cas des réacteurs de recherche dont le fonctionnement repose sur des réactions neutron-gamma associées à des éléments de béryllium pour produire des neutrons, l'approche de la criticité n'est pas recommandée au bout de quelques heures d'exploitation du réacteur à puissance moyenne, habituellement quelques dizaines de kW, car la puissance résiduelle, le débit de dose gamma connexe et, par conséquent, le niveau de la source décroissent de façon exponentielle au fil du temps.

En outre, pour ce type de réacteur, le chargement d'éléments combustibles brûlés, qui affichent une puissance résiduelle et un débit de dose gamma importants, fait croître simultanément la réactivité et le niveau de la source. Cet effet étant couramment observé dans les centrales nucléaires, l'exercice donne un bon exemple d'analyse complète des données dans le cas d'un tel chargement du cœur.

6.4.3. Méthodologie

L'expérience de criticité peut être menée sur n'importe quel réacteur puisqu'elle est l'étape fondamentale à franchir avant le démarrage du réacteur. Sa méthode peut être appliquée au chargement en combustible, à l'adjonction de modérateur (p. ex. le niveau d'eau) ou aux réflecteurs (p. ex. le graphite, le béryllium), ainsi qu'à l'enlèvement des absorbants (p. ex. les barres de commande).

À des fins pédagogiques, il est préférable pendant cette expérience de ne modifier qu'un seul paramètre afin de trouver la valeur critique de ce dernier. Par exemple, mieux vaut n'enlever qu'une seule barre que de déplacer successivement différentes barres vers des positions similaires.

Il importe de conduire l'approche de la criticité en mettant en œuvre une méthode qui puisse être appliquée à n'importe quel réacteur de recherche. Par exemple, la procédure parfois utilisée pour les réacteurs TRIGA, qui consiste à déplacer graduellement l'ensemble des barres de commande jusqu'à ce que les systèmes de détection de neutrons affichent un courant de référence donné, sans établir de diagramme de criticité, est à éviter car elle n'est pas applicable aux autres types de réacteurs de recherche.

D'un point de vue pratique, les systèmes de détection de neutrons installés dans le réacteur donnent un taux de comptage N proportionnel à la densité neutronique n . Les valeurs de N servent à tracer la courbe $1/N$ en fonction de la réactivité ou, plus couramment, en fonction d'un paramètre physique x qui est modifié. Lors du traçage de cette courbe, il est possible de s'assurer par étapes que la barre peut être retirée pour que l'on se rapproche de la criticité sans la dépasser. En conséquence, à l'approche de la criticité, la valeur critique du paramètre x peut être trouvée par extrapolation (voir la figure 5).

Quand l'on dispose de plusieurs systèmes de détection, il est pédagogiquement conseillé de comparer les différentes courbes $1/N$ pour montrer qu'elles débouchent sur un état critique unique, compte tenu des incertitudes.

À titre d'exemple, nous nous attachons ici à rechercher la position critique d'une barre de commande. Le réacteur se trouve initialement en un état sous-critique avec la barre de commande pleinement insérée à la hauteur $H = 0$. La valeur du taux de comptage $N(H)$ est mesurée pour $H = 0$. La valeur de $1/N(0)$ est calculée et reportée dans un graphique de $1/N$ en fonction de la position de la barre H .

La barre est retirée jusqu'à la position H_1 . Pour les premières valeurs de H , il importe de donner certaines orientations aux étudiants, car les augmentations de réactivité doivent être contrôlées. Le meilleur moyen de le faire consiste à leur donner un tableau (voir le tableau 5), où les premières valeurs de H à utiliser sont fixes (H_1 , H_2 , H_3 et H_4 par exemple ici). Les caractéristiques du réacteur et les conditions de fonctionnement antérieures étant connues, la sous-criticité du réacteur sera garantie pour ces valeurs de H .

La valeur du taux de comptage $N(H)$ est mesurée pour $H = H_1$. Pour obtenir la valeur appropriée de $N(H)$, il est nécessaire d'attendre que le taux de comptage atteigne un équilibre. Selon le type de système de contrôle-commande, on peut obtenir cette valeur en comparant les taux de comptage au bout d'un certain intervalle de temps (p. ex. toutes les 10 secondes) ou, si le système s'y prête, en traçant en temps réel la courbe de N en fonction du temps. On peut établir une valeur moyenne du taux de comptage à l'aide de trois mesures successives ; par exemple,

une valeur moyenne est signalée dans le tableau précédent et utilisée pour calculer $1/N$. $1/N(H_1)$ est reportée dans un graphique de $1/N(H)$ en fonction de H (graphique analogue à celui de la figure 5). Il s'agit de l'étape A de la méthode.

TABLEAU 5. REGISTRE DU TAUX DE COMPTAGE ET DE SA VALEUR INVERSE : EXEMPLE AVEC LES VALEURS FIXES DES POSITIONS INITIALES DE LA BARRE

| Hauteur de la barre H (en mm) | | N | $1/N$ |
|--|--|-----|-------|
| 0 | | | |
| $H_1 = 100$ | | | |
| $H_2 = 170$ | | | |
| $H_3 = 230$ | | | |
| $H_4 = 270$ | | | |
| ... Valeur à définir par les étudiants | | | |
| ... Valeur à définir par les étudiants | | | |
| ... Valeur à définir par les étudiants | | | |

À partir des deux premiers points de $H = 0$ et $H = H_1$ et de l'extrapolation de la courbe, il faut confirmer que la barre de commande peut être déplacée vers la position H_2 sans faire passer le réacteur à l'état surcritique. Il s'agit de l'étape B de la méthode. Dans l'extrapolation, il y a lieu de prendre en considération la variation non linéaire de la réactivité en fonction de la hauteur de la barre de commande, conformément à la courbe d'étalonnage de celle-ci. C'est la raison pour laquelle il est préférable de donner aux étudiants des orientations concernant les valeurs fixes de H .

Une fois vérifiée la possibilité de déplacer la barre de commande vers H_2 , cette barre peut être retirée jusqu'à cette position. Les étapes A et B sont ensuite franchies dans la position H_2 afin de vérifier que la barre peut être déplacée vers la position H_3 . On procède de la même façon (étapes A et B) avant de passer à la position H_4 .

Lorsque l'on atteint la position H_4 et conformément aux étapes A et B, on peut décider jusqu'à quelle position la barre peut être encore retirée afin de se rapprocher de la position critique alors que le réacteur est maintenu dans un état sous-critique.

L'approche de la criticité est exécutée jusqu'à ce que soit obtenue une estimation précise de la position critique de la barre. D'un point de vue pédagogique, il est conseillé d'adapter, si possible, la configuration du réacteur (les positions des autres barres, par exemple) de façon que la réactivité du cœur varie de manière linéaire en fonction de la position de la barre critique. Cela peut être le cas lorsque l'on détermine que la position critique se situe autour du milieu de la hauteur du cœur. On obtient alors une meilleure estimation de la position critique car la courbe d'extrapolation est linéaire pour les dernières données mesurées.

Il importe de noter que le tracé de la courbe de $1/N$ ne donne que des informations qualitatives sur la distance jusqu'à la criticité. Cette approche peut être exécutée par un mesurage absolu de la réactivité à l'aide de méthodes de mesure de la réactivité telles que la méthode de retrait de source (voir la section 8.2 et ses références).

6.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

Étant donné qu'elle est une étape standard avant le démarrage d'un réacteur, l'expérience de criticité fait généralement partie des procédures standard concernant le réacteur. Si l'exercice met en jeu la manipulation du combustible, il convient de veiller tout particulièrement à garantir la sûreté de la manipulation et du chargement, en évitant tout endommagement mécanique des composants du cœur, et à suivre strictement les procédures de chargement et le plan de chargement. Du point de vue de la sûreté, la manipulation des éléments combustibles dans le cœur du réacteur est une opération importante qui est toujours confiée à des membres qualifiés et autorisés du personnel d'exploitation. Les modifications de la configuration du cœur devraient, avant leur mise en œuvre, s'appuyer sur des calculs de neutronique et de thermohydraulique qui démontrent la sûreté de la configuration. Elles devraient être conformes aux valeurs des LCE concernant la marge d'arrêt et aux critères de sûreté thermohydraulique. Plusieurs accidents de réactivité se sont produits dans le passé, par exemple dans les réacteurs de recherche ci-après : NRX (Canada, 1952), RB (Yougoslavie, 1958), Stationary Low Power Reactor (SL-1) (États-Unis, 1961), VENUS (Belgique, 1965) et RA-2 (Argentine, 1984) ; certains de ces accidents ont fait des victimes [11]. Ainsi, comme indiqué dans la section 3.1, une importance particulière devrait être accordée à la nécessité de sensibiliser les étudiants aux questions de sûreté liées au chargement en combustible et à l'approche de la criticité afin de renforcer la culture de sûreté et l'attitude interrogative parmi les étudiants.

Du point de vue de la radioprotection, la conduite de l'approche de la criticité par le retrait d'une barre de commande ne devrait généralement pas induire des contraintes supplémentaires. Au contraire, des règles particulières peuvent s'appliquer lorsque cette approche est exécutée en manipulant et en chargeant des éléments combustibles ou en modifiant le niveau d'eau dans le cœur, car le risque supplémentaire de radioexposition peut être considérable.

Du point de vue de la sécurité ou des garanties, la manipulation et le chargement du combustible peuvent être soumis à des règles et restrictions particulières.

6.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : cinétique des neutrons dans un état sous-critique avec une source ;
- b) Schéma de la configuration du cœur, notamment la position et les caractéristiques des éléments combustibles, les barres de commande et les détecteurs de neutrons ;
- c) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche, notamment les précisions concernant le mesurage (p. ex. attendre l'équilibre, N moyen) et un tableau d'enregistrement des valeurs de N et de $1/N$ pour chaque état du cœur ;
- d) Papier graphique ou application logicielle pour tracer la courbe ;
- e) Informations et règles particulières liées à l'expérience (telles que : barres de sûreté en position haute avant toute modification de la réactivité du cœur, maintenir tout corps étranger hors de la piscine – « ne pas perdre votre stylo dans la piscine », etc.).

6.4.6. Questions aux étudiants

À la suite de l'exercice sur l'approche de la criticité, on pourrait poser aux étudiants les questions suivantes :

- 1) Donner au moins deux exemples de modifications de la configuration d'un réacteur qui nécessitent de conduire une approche de la criticité avant le démarrage du réacteur.
- 2) Quel est le rôle de la source de neutrons dans l'approche de la criticité ?
- 3) Comment la densité neutronique évolue-t-elle lorsque l'on augmente la réactivité du réacteur entre deux états sous-critiques successifs ?
- 4) Pourquoi faut-il de plus en plus de temps à la densité neutronique pour atteindre l'équilibre lorsque le réacteur approche de la criticité ?
- 5) Quelle courbe devrait être tracée pour estimer la position critique d'une barre de commande alors que celle-ci est retirée progressivement ?
- 6) Expliquer pourquoi il est important, du point de vue de la sûreté, d'exécuter une approche de la criticité lorsque la configuration critique du réacteur n'est pas connue. Que pourrait-il arriver si la réactivité était augmentée d'une valeur trop importante ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices relatifs à la criticité, on se reportera à la bibliographie.

7. CINÉTIQUE DES RÉACTEURS

7.1. CONTEXTE

La sûreté d'exploitation d'un réacteur de recherche impose de se faire une idée précise de la cinétique et/ou de la dynamique dépendant du temps des réacteurs¹¹. Certains types de réacteurs ont un comportement qui leur est propre, selon leur conception et leurs modes d'exploitation. Les réacteurs de recherche sont d'excellents outils pour l'étude du comportement d'un réacteur en raison de leur grande souplesse d'exploitation, comme l'illustrent le démarrage du réacteur, les modifications de sa puissance et ses arrêts intentionnels. En règle générale, les exercices de cinétique des réacteurs portent sur le comportement d'un réacteur dans ses différents états, à savoir sous-critique, critique et surcritique. D'ordinaire, ces exercices sont facilement réalisés dans des réacteurs de recherche basse puissance, car l'exploitation de ces derniers se prête bien à une activité de formation et ces exercices ne nécessitent aucun matériel expérimental particulier. Le cas échéant, les exercices peuvent être réalisés avec ou sans source de neutrons externe pour étudier comment celle-ci influe sur la cinétique d'un réacteur. En outre, on peut étudier les propriétés de base des neutrons retardés et leur influence sur le comportement du réacteur.

7.2. THÉORIE

Trois catégories de neutrons sont présentes dans le cœur d'un réacteur : les neutrons instantanés, les neutrons retardés (découlant dans les deux cas de réactions de fission) et les neutrons provenant d'une source externe¹². Les neutrons instantanés et les neutrons retardés jouent des rôles différents en cinétique des réacteurs, avec d'importantes conséquences pour la sûreté du contrôle d'un réacteur. Nous commençons par l'étude du cas hypothétique d'un réacteur qui n'a que des neutrons instantanés ; dans un deuxième temps, nous incluons les neutrons retardés.

Le comportement d'un réacteur hypothétique en tant que système multiplicateur fini sans source externe de neutrons et sans neutrons retardés peut être décrit par l'équation ci-après :

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

où

$n(t)$: densité neutronique en tant que nombre total de neutrons au temps t

l : durée de vie des neutrons instantanés

k_{eff} : coefficient de multiplication effectif¹³

¹¹ Les deux termes « cinétique » et « dynamique » sont employés dans certaines références pour évoquer le comportement dépendant du temps d'un réacteur, et sont souvent utilisés comme synonymes. Le terme « cinétique » se rapporte parfois au comportement dépendant du temps du réacteur sans rétroaction et celui de « dynamique » au comportement avec rétroaction. Les expériences avec rétroaction menées sur des réacteurs sont décrites dans les sections 9.4 et 9.5.

¹² Les neutrons externes ou neutrons provenant d'une source externe sont tous les neutrons qui ne proviennent pas du combustible nucléaire et qui sont habituellement produits par des réactions (α, n) ou (γ, n).

¹³ Dans ce cas, le coefficient de multiplication effectif ne concerne que les neutrons instantanés, et il n'est pas tenu compte des neutrons retardés.

Ce réacteur hypothétique est en état critique, avec un k_{eff} égal à un, si la densité neutronique demeure constante. Lorsque le coefficient de multiplication effectif k_{eff} est supérieur à 1, le réacteur est en état surcritique et, lorsque le k_{eff} est inférieur à 1, le réacteur est sous-critique. Le nombre total de neutrons dans le réacteur¹⁴ dépend du k_{eff} et peut être obtenu par intégration de l'équation (18), en supposant que $n(0) > 0$:

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

L'équation (20) montre que $n(t) = n_0$ lorsque le k_{eff} est égal à 1. Lorsque le $k_{eff} < 1$, le numérateur est négatif et $n(t)$ décroît de manière exponentielle. Enfin, lorsque le $k_{eff} > 1$, le numérateur est positif et $n(t)$ croît de manière exponentielle. Ces conditions sont représentées dans la figure 7. Dans ce cas hypothétique, la puissance du réacteur croît très rapidement lorsque ce dernier est en état surcritique. Par exemple, pour un $k_{eff} = 0,0001$ et une durée de vie des neutrons instantanés¹⁵ $l = 10^{-5}$ s, le nombre de neutrons et, de ce fait, la puissance du réacteur augmenteraient de e^{10} fois en une seconde. Une augmentation de puissance aussi rapide ne pourrait pas être contrôlée et entraînerait un accident de criticité. Comme indiqué plus haut, ce cas, qui suppose que le k_{eff} ne s'applique qu'aux neutrons instantanés, est purement hypothétique.

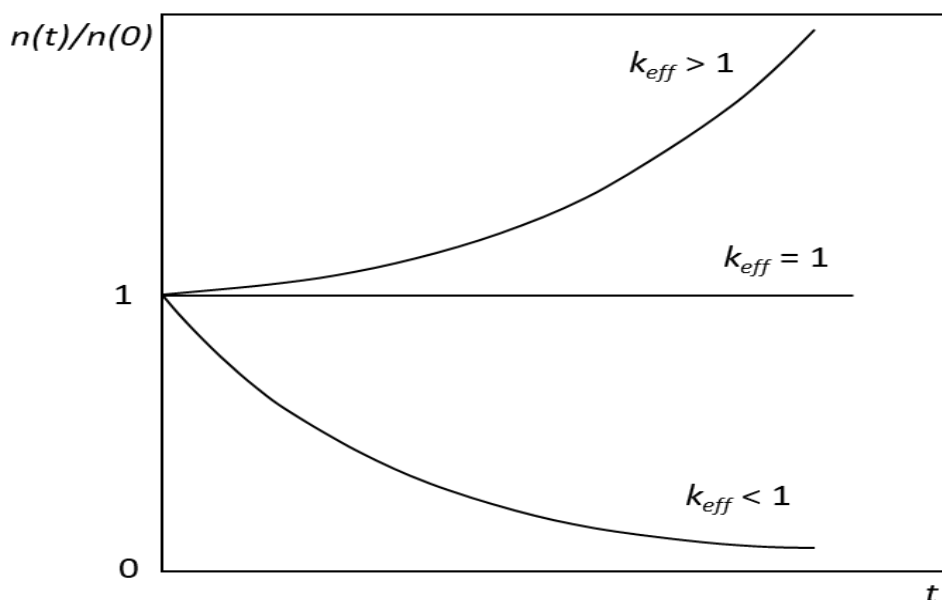


FIG. 7. Évolution du nombre de neutrons pour un réacteur sans source de neutrons externe. {repris de [16] avec l'autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)}

Nous examinons à présent le cas où une source de neutrons externe est présente dans le réacteur. Il est à noter que la définition de la criticité ne dépend que du k_{eff} et non de cette source externe. Le terme de la source de neutrons externe $S(t)$ est inclus dans l'équation (18).

¹⁴ Le nombre total de neutrons dans le réacteur correspond au nombre de fissions et, de ce fait, à la puissance du réacteur.

¹⁵ La durée de vie des neutrons instantanés pour les réacteurs à eau ordinaire est $l = 10^{-5}$ – 10^{-4} s.

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

Pour une source de neutrons indépendante du temps, $S(t) = S_0$, et le nombre total de neutrons dans le réacteur peut être obtenu en résolvant l'équation (20) avec $n_0 = 0$.

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

Toutefois, l'équation (21) ne fait pas clairement apparaître le comportement du réacteur ; il faut donc l'analyser de plus près (voir la figure 8). Premièrement, dans le cas du $k_{eff} > 1$, le numérateur dans l'exposant est positif, et $n(t)$ croît de manière exponentielle.

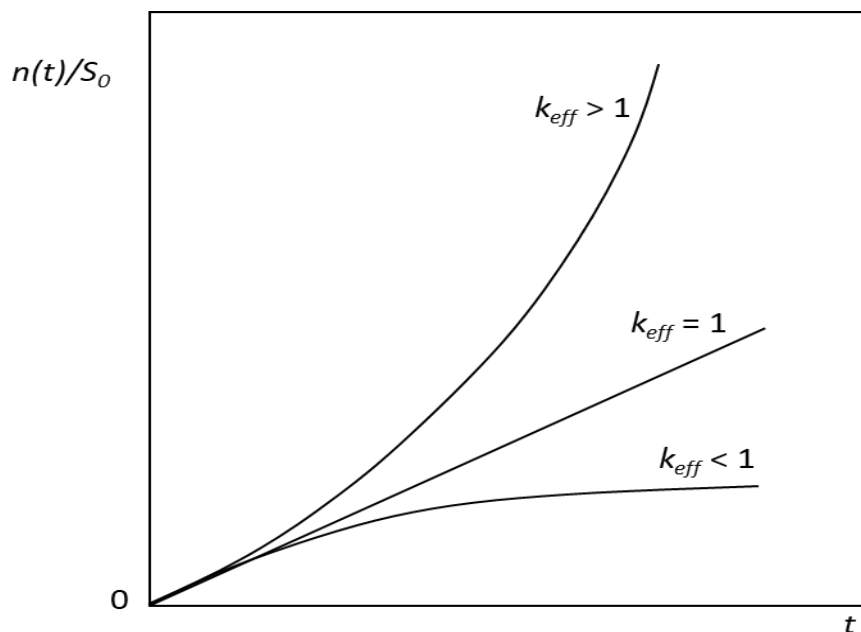


FIG. 8. Évolution du nombre de neutrons pour un réacteur avec une source de neutrons externe.

Deuxièmement, le comportement du réacteur sous-critique devient plus clair si l'équation (21) est reformulée sous la forme suivante :

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

Si $k_{eff} < 1$, le premier terme de l'équation (21) est positif et $n(t)$ croît au début, mais à mesure que le terme exponentiel diminue au fil du temps, $n(t)$ se stabilise à une valeur indépendante du temps $n(\infty)$.

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

Enfin, lorsque le réacteur est critique, l'équation (22) donne $n(t) = S_0 t$, ce qui veut dire que, dans un réacteur critique avec une source de neutrons externe, $n(t)$ croît de manière linéaire.

La figure 8 montre avec un simple graphique l'évolution dans le temps du nombre total de neutrons dans les états sous-critique, critique et surcritique. Dans chaque cas, la source de neutrons externe modifie le comportement du réacteur par rapport à celui d'un réacteur sans source de neutrons. Les exercices consacrés à la cinétique des réacteurs sous l'influence d'une source externe doivent être réalisés à une puissance nulle, c'est-à-dire habituellement inférieure à 0,1 W, de façon que la contribution de la source, qui émet un nombre fini de neutrons par seconde, ne soit pas masquée par le grand nombre de neutrons produits par des réactions de fission.

Les neutrons retardés modifient fortement le comportement du réacteur, car ils entraînent des modifications de la densité neutronique beaucoup plus lentes, ce qui permet de commander le réacteur de manière sûre. Dans ce cas, le k_{eff} s'applique à la somme des neutrons instantanés et retardés. On ne peut pas négliger l'influence des neutrons retardés sur le comportement du réacteur, sauf pour les modifications de réactivité importantes ($k_{eff} - 1 \geq \beta$), qui entraîneraient le passage rapide du réacteur à l'état critique et un accident de criticité, comme on l'a vu plus haut (voir la figure 7).

Les neutrons retardés sont produits par la décroissance radioactive de certains fragments de fission, appelés précurseurs de neutrons retardés. C'est la raison pour laquelle il est nécessaire d'insérer la production de neutrons retardés dans l'équation (18) relative à la cinétique et de décrire la variation de la concentration des précurseurs en fonction du temps. Comme ils affichent des temps de décroissance qui s'échelonnent habituellement entre un dixième de seconde et des centaines de secondes, les précurseurs sont souvent classés en six groupes, chaque groupe i ayant un temps de décroissance radioactive moyen λ_i . Dans ce cas, la cinétique du réacteur est décrite par un système d'équations différentielles.

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

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

Les équations (24) et (25) peuvent être reformulées en utilisant la réactivité :

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

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

où

$c_i(t)$: concentration des précurseurs pour le groupe de neutrons retardés i^e

β_{eff} : fraction de neutrons retardés effective

β_{ieff} : fraction de neutrons retardés effective pour le groupe de neutrons retardés i^e

Λ : temps moyen de génération de neutrons ($\Lambda = \frac{l}{k_{eff}}$)

La description du comportement cinétique d'un réacteur qui précède suppose l'absence de dépendance spatiale de ces paramètres dans l'ensemble du cœur du réacteur. Cette approche est appelée modèle ponctuel de cinétique du réacteur, et l'équation (18) ou les équations (26) et (27) sont appelées équations de cinétique ponctuelles.

Les équations (26) et (27) décrivent de façon complète le comportement dépendant du temps d'un réacteur fonctionnant à basse puissance (habituellement moins de 1 kW), c'est-à-dire un réacteur sans effets de rétroaction importants, quelles que soient ses conditions de fonctionnement.

On peut procéder à diverses modifications pulsées, transitoires ou périodiques afin d'approfondir la cinétique des réacteurs. Ces exercices peuvent être considérés comme des exercices de cinétique des réacteurs de niveau avancé et sont faciles à réaliser à l'aide d'un réacteur de recherche fonctionnant délibérément à basse puissance, c'est-à-dire habituellement à une puissance inférieure à 1 kW. En outre, les réacteurs de recherche peuvent être équipés de dispositifs spécifiques, comme un dispositif absorbant à grande vitesse, pour permettre de réaliser une gamme élargie d'exercices.

La figure 9 donne des exemples d'exercices de ce type, qui montrent la modification de la puissance du réacteur (courbes du haut) induite par le changement de la position d'une barre de commande (courbes du bas), qui est représentatif des modifications de réactivité. La figure est une copie d'écran du pupitre du réacteur et est destinée à montrer non pas des valeurs numériques, mais la forme des modifications. La partie gauche de la figure montre la réponse typique du réacteur à des modifications périodiques linéaires de radioactivité de ± 10 cents. La partie droite de la figure montre les modifications périodiques par étapes de ± 12 cents.

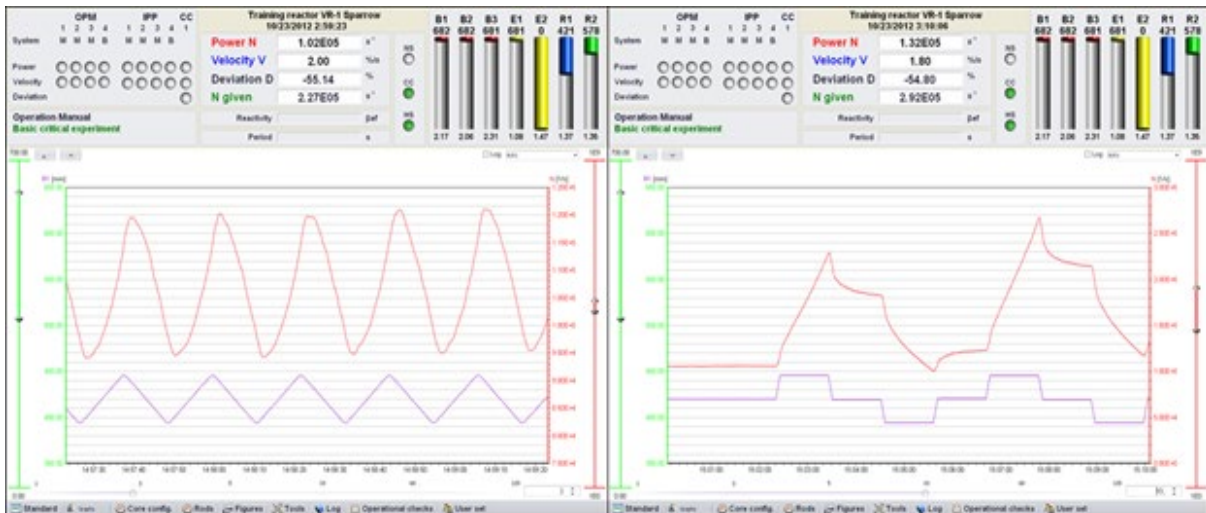


FIG. 9. Exemples de réponses types du réacteur à des modifications périodiques de la réactivité. [reproduit avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)]

7.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Ces exercices consacrés à la cinétique des réacteurs font partie d'un groupe d'exercices relatifs à la physique des réacteurs dont l'objectif général consiste à comprendre les principes de base de la physique des réacteurs et leur lien avec la sûreté d'exploitation d'un réacteur de recherche ou d'un réacteur de puissance.

Ces exercices permettent d'aborder les principes et concepts de base liés à la cinétique des réacteurs. Les objectifs d'apprentissage visent notamment à faire comprendre :

- La cinétique des neutrons dans les états sous-critique, critique et surcritique en présence d'une source de neutrons externe ;
- La cinétique des neutrons dans les états sous-critique, critique et surcritique sans source de neutrons externe ;
- Les contributions respectives des neutrons instantanés et des neutrons retardés à la cinétique des neutrons ;
- La contribution des neutrons retardés émis par différents groupes de précurseurs, c'est-à-dire des précurseurs présentant des temps de décroissance radioactive différents, à la cinétique des neutrons ;
- La nécessité de maintenir le réacteur dans un état sous-critique pour les neutrons instantanés, c'est-à-dire $\rho < \beta_{eff}$, de manière que la réaction en chaîne soit contrôlée par les neutrons retardés ;
- Les problèmes de sûreté découlant d'un accroissement de réactivité non contrôlé et pouvant éventuellement entraîner un accident de criticité si $\rho > \beta_{eff}$;
- L'importance de la culture de sûreté et d'une attitude interrogative au moment de modifier la puissance du réacteur : il faudrait procéder aux modifications de réactivité en ayant une idée précise de leur effet sur la cinétique des neutrons, et tout écart par rapport au comportement attendu devrait être identifié, analysé et corrigé.

Ces exercices sont indispensables pour les étudiants inscrits dans des programmes portant sur la conception, la physique, l'exploitation ou la sûreté des réacteurs. Ils s'adressent plus

particulièrement aux étudiants se spécialisant en sciences nucléaires dans l'un des trois programmes d'études, à savoir la licence, la maîtrise et le doctorat. Ces exercices peuvent être réalisés aux niveaux de base, intermédiaire ou avancé en fonction du niveau de connaissances des étudiants et des objectifs d'apprentissage.

Par ailleurs, ils sont indispensables pour les étudiants se spécialisant dans différents domaines de l'ingénierie dans le cadre de programmes de maîtrise et de doctorat, notamment en énergétique, en génie mécanique ou en génie électrique, en lien avec un programme d'études en génie nucléaire correspondant à une discipline mineure. Ces exercices sont généralement réalisés aux niveaux de base ou intermédiaire, en fonction du niveau de connaissances des étudiants et des objectifs d'apprentissage.

Pour les niveaux de base et intermédiaire, l'étude de la cinétique des réacteurs peut porter sur la réponse d'un réacteur dans différents états, c'est-à-dire d'un réacteur légèrement sous-critique, critique et légèrement surcritique, en l'absence ou en présence d'une source de neutrons externe. Les exercices visent principalement à montrer le comportement du réacteur et à donner une illustration concrète des équations de cinétique des neutrons. Un exercice de ce type dure généralement entre une et deux heures.

Pour le niveau avancé, l'étude de la cinétique des réacteurs peut inclure l'étude de transitoires uniques ou périodiques pour montrer l'influence des neutrons instantanés et retardés sur le comportement du réacteur. Ces exercices, qui nécessitent une analyse plus poussée du comportement d'un réacteur, s'adressent principalement à des doctorants en génie nucléaire et aux étudiants s'orientant vers un programme de maîtrise, tels que les futurs spécialistes de la physique des réacteurs ou les ingénieurs sûreté nucléaire. Ces exercices peuvent généralement durer entre deux et trois heures. Un mini-projet élargi peut porter sur l'analyse comparative des calculs effectués à l'aide des équations relatives à la cinétique des neutrons et des données expérimentales enregistrées sur le site du réacteur. Un exercice de ce type peut être organisé sous la forme d'un mini-projet d'une semaine pour les étudiants.

7.4. EXERCICES SUR LA CINÉTIQUE DES RÉACTEURS

7.4.1. Objectif des exercices

Ces exercices ont pour objectif d'illustrer et de faire bien comprendre la cinétique des neutrons qui détermine le comportement du réacteur à basse puissance, c'est-à-dire sans rétroactions, lesquelles sont examinées plus loin dans les sections 9.4 et 9.5.

Une étude de la cinétique des réacteurs peut porter sur les différents états du réacteur en présence ou en l'absence d'une source de neutrons externe. En outre, ces exercices peuvent permettre d'étudier la principale contribution des neutrons retardés au contrôle du réacteur.

7.4.2. Matériel et conditions

Étant donné que la réalisation de modifications limitées de la réactivité autour de la criticité est une procédure standard en ce qui concerne le fonctionnement d'un réacteur, la réalisation d'exercices standard de cinétique des réacteurs ne nécessite généralement aucun matériel supplémentaire ou particulier.

Il faut disposer d'une source de neutrons pour fournir les neutrons à multiplier dans le cœur et démarrer le réacteur. Il peut s'agir d'une source déposable, comme une source Am-Be placée

dans le cœur, ou intrinsèque au cœur, par exemple lorsque les rayons gamma émis par le combustible interagissent avec des éléments de béryllium lors d'une réaction (γ, n) pour produire des neutrons. Le réacteur devrait être dans un état de base et fonctionner à une puissance nulle ou basse, c'est-à-dire sans aucun effet de rétroaction (p. ex. température stable et absence de poisons). L'un des moyens les plus simples de modifier l'état du réacteur consiste à déplacer l'une de ses barres de commande en utilisant la courbe d'étalonnage de la barre pour ajuster la modification de réactivité en fonction de la valeur planifiée.

Les systèmes standard de détection de neutrons utilisés pour l'exploitation et le contrôle du réacteur peuvent servir à suivre la modification de la densité neutronique ou de la puissance du réacteur connexe. Il est conseillé de prévoir un système de détection capable d'enregistrer et de reporter dans un graphique la densité neutronique dépendante du temps afin d'observer facilement la réponse du réacteur aux variations de réactivité.

Aux fins d'étude et de comparaison de la cinétique du réacteur avec ou sans source de neutrons externe, la source de neutrons devrait être déposable. Dans certains réacteurs, cela n'est pas possible pour des raisons techniques ou administratives. On ne peut alors réaliser qu'une étude partielle de la cinétique du réacteur.

Pour réaliser les exercices de niveau avancé, un matériel ou des caractéristiques du réacteur particuliers sont nécessaires. Par exemple, pour l'étude de la réponse du réacteur à de petits transitoires de réactivité, des systèmes supplémentaires peuvent être mis en place dans le cœur. Il peut s'agir d'un tube inséré dans le cœur, dans lequel une transmission mécanique fait osciller un absorbant ou un échantillon de combustible. L'étude du mode impulsion des réacteurs TRIGA est un autre exemple. Ces réacteurs ont été conçus pour fonctionner avec un modérateur particulier (ZrH) qui a un effet de la rétroaction de la température rapide et prononcé (voir la section 2.4 et la réf. [17]). Un réacteur de ce type peut être équipé d'une ou de plusieurs barres absorbantes qu'un système pneumatique peut éjecter du cœur. L'éjection rend le réacteur surcritique par les seuls neutrons instantanés ($k_{eff} > \beta_{eff}$), et induit une augmentation très rapide (en quelques dixièmes de millisecondes) de la puissance, qui est portée à des milliers de MW. L'effet de la rétroaction de la température assure une diminution immédiate de la réactivité du cœur en quelques dixièmes de millisecondes, et le réacteur devient fortement sous-critique. Le transitoire de puissance global dure habituellement entre 30 et 50 millisecondes. Cette séquence de fonctionnement, appelée mode impulsion, peut servir à observer et étudier les excursions surcritiques des neutrons instantanés.

7.4.3. Méthodologie

On présente ci-après la méthode de réalisation des exercices d'utilisation de l'une des barres de commande pour modifier la réactivité du réacteur. En prenant comme point de départ la criticité à basse puissance P_0 (pas d'effet de rétroaction), la barre de commande étant dans sa position critique (H_0) et la source de neutrons étant retirée du cœur, il est possible de passer par les étapes suivantes :

- 1) Observer la valeur constante de la puissance du réacteur (c'est-à-dire telle que mesurée par le signal émis par le système de détection de neutrons) correspondant à l'état critique ($k_{eff} = 1$), le réacteur étant contrôlé manuellement ou par un système de contrôle automatique, le cas échéant ;
- 2) Observer de près les petites fluctuations de la puissance du réacteur pour montrer que la puissance moyenne est constante, mais passe par de petites fluctuations liées au caractère statistique des réactions de fission ;

- 3) Insérer une barre sur quelques millimètres pour rendre le réacteur légèrement sous-critique ($k_{eff} < 1$), et observer la diminution exponentielle de la puissance ;
- 4) Revenir à la criticité avant de retirer la barre sur quelques millimètres pour rendre le réacteur légèrement surcritique ($k_{eff} > 1$), et observer l'augmentation exponentielle de la puissance du réacteur ;
- 5) Relever une barre pour augmenter la puissance avec un temps de doublement donné, de 30 s, p. ex., et vérifier la cohérence entre le temps de doublement attendu (à partir de la courbe de l'inhour) et le temps de doublement mesuré ;
- 6) Stabiliser le réacteur à une puissance dix fois plus importante que l'état critique précédent, mais sans effets de rétroaction. Cela montre que la position critique de la barre ne dépend pas de la puissance du réacteur, dès l'instant qu'il n'y a pas d'effet de rétroaction ;
- 7) Insérer une barre de commande pour ramener la puissance du réacteur à sa valeur initiale P_0 , et maintenir celui-ci dans un état critique ;
- 8) Insérer la source de neutrons externe dans le cœur ; on peut constater une augmentation très lente et linéaire de la puissance du réacteur du fait de l'alimentation constante en neutrons par la source. Pour que l'on puisse observer clairement cet effet, la puissance devrait être très faible, habituellement inférieure à 100 mW ;
- 9) Insérer la barre de façon à rendre le réacteur légèrement sous-critique, et observer la diminution exponentielle de la puissance ;
- 10) Ramener le réacteur à la criticité ;
- 11) Retirer une barre de façon à rendre le réacteur légèrement surcritique, et observer l'augmentation exponentielle de la puissance.

Une étude de cinétique supplémentaire peut inclure l'observation d'un saut rapide, lorsque le réacteur est porté à un état surcritique par l'injection rapide d'une réactivité importante. La hauteur mesurée du saut rapide peut être comparée à une valeur calculée à l'aide des équations de cinétique.

Le rôle des neutrons retardés peut également être montré durant un transitoire de réactivité. À partir d'un état critique, la réactivité est successivement diminuée de 0 à -200 pcm en insérant une barre de commande et immédiatement augmentée de -200 à 0 pcm en retirant la barre sur une courte période, c'est-à-dire approximativement la durée de vie moyenne d'un précurseur (~ 11 s). Durant la seconde partie du transitoire, on peut observer une augmentation de puissance liée à la fourniture de neutrons retardés générés par la décroissance des précurseurs produits avant le transitoire. Cet exercice montre l'importance du rôle des précurseurs et des neutrons retardés associés. Il peut être utilisé pour examiner le rôle de ces neutrons s'agissant de maintenir le réacteur à l'état critique. De fait, lorsque $k_{eff} = 1$, le réacteur est rendu sous-critique par les neutrons instantanés, mais la perte de ces neutrons est compensée par les neutrons retardés fournis par la décroissance des précurseurs. Il ressort de l'équation (28) que, en supposant qu'il n'y a qu'un seul groupe de précurseurs, lorsque le réacteur est critique, la densité neutronique n est liée à la concentration des précurseurs c ; le niveau auquel n peut être stabilisée dépend de la quantité de précurseurs c disponible.

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

On peut réaliser des exercices supplémentaires en procédant à des variations périodiques de réactivité pour étudier la réponse correspondante du réacteur, comme le montre la figure 9. Ces exercices peuvent servir à montrer la contribution importante des neutrons retardés au nombre total. Comme on peut le voir sur la courbe de la partie droite de la figure 9, les séquences

surcritiques de courte durée augmentent la densité neutronique globale, mais cette durée est trop courte pour augmenter la concentration des précurseurs jusqu'à un niveau suffisant pour maintenir une puissance constante lorsque le réacteur est ramené à la criticité.

7.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

La modification de la réactivité par le déplacement d'une barre de commande étant une opération de routine sur le site d'un réacteur, les procédures opérationnelles standard s'appliquent. Ces procédures limitent habituellement à une valeur maximale la réactivité qui peut être ajoutée. Cette limite est souvent liée aux valeurs standard et minimales du temps de doublement (qui ne dépasse généralement pas 20 s pour des réacteurs basse puissance), qui sont utilisées ou autorisées, respectivement, dans l'installation.

Lorsque l'on envisage de mettre en place un matériel supplémentaire pour réaliser des exercices de cinétique des neutrons, il y a lieu de conduire une analyse de sûreté approfondie, en se référant à la section 3.1.2.7 et à la publication n° SSG-24 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée [10] *Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors*. Une limitation de l'amplitude de la modification de réactivité est généralement applicable. En général, la mise en place d'un nouveau matériel doit être examinée et autorisée par un comité de sûreté ou l'organisme de réglementation.

Les procédures opérationnelles standard devraient également s'appliquer à l'insertion et au retrait d'une source de neutrons externe. Comme indiqué dans la section 7.2, la source externe ne modifie pas la réactivité, de sorte que les problèmes liés aux variations de réactivité ne peuvent pas être créés par la source.

Du point de vue de la radioprotection, un risque supplémentaire peut être pris en considération lors de la réalisation d'exercices dans lesquels une source de neutrons externe ou des dispositifs sont insérés dans le cœur ou en sont extraits.

Du point de vue de la sécurité ou des garanties, l'utilisation de matières nucléaires pour modifier la réactivité peut être soumise à des règles et restrictions particulières.

7.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : cinétique des neutrons, notamment les neutrons instantanés et retardés, avec ou sans source de neutrons ;
- b) Schéma de la configuration du cœur, notamment la position et les caractéristiques des éléments combustibles, des barres de commande, de la source de neutrons externe, des détecteurs de neutrons et du matériel spécifique utilisé pour les exercices ;
- c) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche ;
- d) Courbe inhour du réacteur et courbe d'étalonnage des barres de commande pour établir ou vérifier la cohérence du temps de doublement.

7.4.6. Questions aux étudiants

À la suite des exercices sur la cinétique du réacteur, on pourrait poser aux étudiants les questions suivantes :

- 1) Quelles conditions doivent être réunies pour que l'on puisse observer une croissance linéaire de la densité neutronique dans le réacteur ?
- 2) Lorsqu'il s'agit d'augmenter rapidement la réactivité du cœur, quelles sont les deux étapes successives de la croissance de la densité neutronique ? Nommer la première étape. Comment la densité neutronique croît-elle pendant la seconde étape ?
- 3) On suppose que le réacteur fonctionne à basse puissance, c'est-à-dire sans effets de rétroaction. L'état critique du réacteur, c'est-à-dire la position critique de la barre de commande, dépend-il de la puissance du réacteur ? Expliquez votre réponse.
- 4) En vous référant à l'équation 26 relative à la cinétique, le réacteur étant en état de fonctionnement critique ($\rho = 0$), quelle est la variation (croissance ou décroissance) de la population des neutrons instantanés pendant le temps dt ? Ainsi, quel est le rôle des neutrons retardés dans le maintien à un niveau constant de la densité neutronique totale à l'état critique ?
- 5) Si la puissance du réacteur augmente d'un facteur 10 entre deux états critiques, de quel facteur la concentration des précurseurs augmente-t-elle entre ces deux états ?
- 6) Donner la raison de l'inertie du réacteur liée aux variations de la concentration des neutrons lors de variations rapides de la réactivité du cœur.

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices concernant la cinétique des réacteurs, on se reportera à la bibliographie.

8. MAÎTRISE DE LA RÉACTIVITÉ

8.1. CONTEXTE

La sûreté d'exploitation d'un réacteur de recherche impose de se faire une idée précise de la cinétique et/ou de la dynamique¹⁶ dépendantes du temps d'un réacteur, notamment de leur dépendance à l'égard de caractéristiques particulières liées à la conception et aux modes de fonctionnement du réacteur. La réactivité est le paramètre essentiel de la cinétique des réacteurs. Sa valeur absolue et sa variation en fonction du temps influent directement sur le fonctionnement du réacteur et ont une incidence majeure sur la sûreté. Les réacteurs de recherche sont d'excellents outils pour l'étude du comportement d'un réacteur en raison de leur grande souplesse d'exploitation, et les exercices de mesure de la réactivité sont des exercices utilisant un réacteur de recherche qui sont très fréquents et prisés.

Plusieurs paramètres opérationnels du réacteur liés à la réactivité sont régulièrement déterminés et vérifiés. Il s'agit notamment des paramètres suivants : excédent de réactivité maximal, valeur de réactivité d'une barre de commande, marge d'arrêt, état sous-critique du réacteur, variations de réactivité causées par l'insertion ou le retrait d'un élément combustible et variations de réactivité causées par un dispositif ou échantillon expérimental inséré dans le cœur ou extrait de celui-ci. Les plus importants de ces paramètres sont la valeur de réactivité et l'étalonnage de réactivité d'une barre de commande, l'excédent de réactivité, la marge d'arrêt et l'incidence sur la réactivité des dispositifs insérés dans le cœur.

8.2. THÉORIE

Le concept de réactivité est représentatif de l'écart de criticité du réacteur. La simple observation qui suit conduit à la définition de la réactivité. Si, à un moment donné, le nombre de neutrons présents dans le cœur est n_0 , ce nombre sera, dans la génération suivante, $n_0 k_{eff}$, où k_{eff} est le facteur de multiplication effectif. Le gain ou la perte de population de neutrons est $n_0 k_{eff} - n_0$. La réactivité ρ est le changement fractionnel induit dans la population de neutrons par chaque génération de neutrons, exprimé comme suit :

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

Si le réacteur est dans son état sous-critique, $k_{eff} < 1$ et la réactivité est négative ; si le réacteur est dans un état surcritique, $k_{eff} > 1$ et la réactivité est positive ; et si le réacteur est dans l'état critique, $k_{eff} = 1$ et la réactivité est $\rho = 0$.

La réactivité est un paramètre sans dimension, comme le montre l'équation (29). Pendant l'exploitation courante du réacteur, la valeur réelle de la réactivité est un petit nombre proche de zéro. Elle n'est habituellement pas utilisée comme paramètre opérationnel, et il existe plusieurs systèmes d'unités de réactivité.

¹⁶ Les deux termes « cinétique » et « dynamique » sont employés dans certaines références pour évoquer le comportement dépendant du temps d'un réacteur, et sont souvent utilisés comme synonymes. Le terme « cinétique » se rapporte parfois au comportement dépendant du temps du réacteur sans rétroaction et celui de « dynamique » au comportement avec rétroaction. Les expériences avec rétroaction menées sur des réacteurs sont décrites dans les sections 9.4 et 9.5.

Pour maintenir la cohérence d'un système d'unités de réactivité sans dimension, on utilise souvent $[\Delta k/k]$. $[\% \Delta k/k]$ et $[pcm]$ sont d'autres unités de réactivité, définies comme suit :

$$1 \% \frac{\Delta k}{k} = 0.01 \frac{\Delta k}{k} \quad \text{et} \quad 1 pcm = 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} \quad (30)$$

D'autres unités de réactivité largement employées sont la *fraction de neutrons retardés effective* $[\beta_{eff}]$, le *symbole du dollar* $[\$]$ et le *symbole du cent* $[\phi]$; elles sont définies comme suit :

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

Il ressort de la définition précédente que les unités $[\beta_{eff}]$ et $[\$]$ sont identiques, mais les différents pays utilisent l'une plutôt que l'autre. Les unités de réactivité définies dans l'équation (31) présentent cet avantage que, pour un réacteur atteignant une criticité instantanée, la réactivité est proche de 1 \$. L'utilisation de ces unités pour mesurer la réactivité (comme dans le cas des exercices relatifs au retrait de source ou à la chute de barres de commande) a un autre avantage : elle donne les résultats non pas en valeurs de réactivité sans dimension, mais directement en unités β_{eff} et \$. L'utilisation de ces unités présente certains inconvénients, dus principalement à la difficulté de mesurer la β_{eff} du réacteur et aux variations de cette unité pendant le cycle du combustible dans des réacteurs à taux de combustion élevé. En principe, la β_{eff} est propre à un réacteur.

Dans leur fonction de maîtrise de la réactivité, les barres de commande sont le principal moyen de gérer l'état du réacteur, notamment son démarrage et sa mise à l'arrêt, et la modification de son niveau de puissance selon les exigences de l'exploitation prévue. Dans leur fonction de sûreté, ces barres servent, en cas de besoin, à mettre le réacteur à l'arrêt rapidement et en toute sécurité. Pour remplir toutes ces fonctions, un réacteur de recherche est généralement équipé de trois types de barres de commande :

- a) Les *barres de commande de sûreté* sont utilisées comme réservoir de réactivité négative pour la mise à l'arrêt d'un réacteur de recherche. Elles sont habituellement retirées totalement du cœur en fonctionnement normal et sont prêtes à tomber immédiatement dans le cœur pour arrêter rapidement un réacteur. En règle générale, les réacteurs de recherche ont plusieurs barres de commande de sûreté pour satisfaire au principe de la redondance imposé par le système de mise à l'arrêt pour des raisons de sûreté nucléaire sur le site du réacteur. Dans le cas de certains réacteurs de recherche, les barres de commande de sûreté peuvent être utilisées à d'autres fins ; dans les réacteurs TRIGA, par exemple, une de ces barres, appelée barre d'impulsion, est utilisée pour une expérience d'impulsion de puissance ;
- b) Les *barres de commande de compensation* sont utilisées pour compenser les lentes variations de réactivité dans un réacteur de recherche causées, notamment, par le taux de combustion, l'empoisonnement dans le réacteur ou l'installation de dispositifs expérimentaux dans le cœur ou le retrait de ces dispositifs. Dans certains réacteurs de recherche, les barres de compensation sont également appelées barres de préréglage ou barres expérimentales. Dans certains réacteurs, les barres de commande de compensation fonctionnent également comme barres de commande de sûreté ;
- c) Les *barres de commande de pilotage* sont utilisées en fonctionnement normal pour des ajustements précis de la puissance du réacteur, ainsi que pour compenser des variations

de réactivité mineures et occasionnelles. En mode automatique de contrôle de la puissance, la barre de pilotage est, au sein du système de commande du réacteur, l'actionneur qui met en œuvre la stratégie de commande souhaitée, à savoir le maintien d'un niveau de puissance constant.

La plupart des réacteurs de recherche sont équipés de barres de commande de même construction et à base des mêmes matières absorbantes (le bore, le cadmium et l'hafnium sont les matières les plus utilisées), la seule différence étant leur fonction, c'est-à-dire la sûreté ou la compensation. En fonction de la conception du réacteur, les barres de pilotage peuvent être identiques d'un réacteur à l'autre ou se différencier par certaines caractéristiques, comme la dimension ou la matière, afin de diminuer leur valeur de réactivité. Par ailleurs, la position relative dans laquelle une barre de pilotage est installée dans le cœur peut servir à gérer la valeur de réactivité de cette barre.

La quantité de réactivité positive ou négative insérée dans le cœur du réacteur pendant le changement de la position de la barre de contrôle (% d'insertion dans le cœur) dépend essentiellement de trois facteurs :

- a) L'emplacement de la barre dans le cœur (c'est-à-dire au centre ou à la périphérie du cœur) ;
- b) L'amplitude du changement de position de la barre (c'est-à-dire sur Δh) ;
- c) La position par rapport au cœur de la partie de la barre insérée ou retirée, c'est-à-dire au fond, au centre ou en haut du cœur.

La théorie de la perturbation peut servir à modéliser l'incidence sur la réactivité du changement de position de la barre de commande. Dans une approche unidimensionnelle utilisant la symétrie cylindrique par rapport à la direction du mouvement de la barre, la relation entre la réactivité et la position de la barre peut être exprimée comme suit :

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

où

$\rho(x)$: valeur de réactivité de la barre de commande lorsque celle-ci est placée dans la position x

x : distance entre l'extrémité inférieure de la barre et le bord inférieur du cœur

H : hauteur du cœur

K : constante

La constante K peut être déterminée à partir des conditions limites :

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

où ρ_0 est la valeur de réactivité de la barre de commande. En utilisant l'équation (33), l'équation (32) peut être reformulée comme suit :

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

L'équation (34) montre que la relation entre la réactivité et la position de la barre de commande n'est pas linéaire, mais découle d'une fonction complexe donnant lieu à une courbe dite *en S*.

La représentation graphique de l'équation (34) pour un réacteur de recherche typique est donnée par la figure 10 ; il s'agit de la courbe d'étalonnage d'une barre de commande. Il ressort de l'équation (34) que toutes les barres de commande du réacteur présentent, dans ce modèle, des *courbes d'étalonnage en S*. Dans un réacteur réel, la courbe *en S* peut être légèrement déformée en raison d'hétérogénéités dans le cœur dues, en particulier, au taux de combustion plus élevé dans la moitié inférieure du cœur. La valeur de la barre de commande, ρ_0 , dépend de la quantité et du type de la matière absorbante, ainsi que de l'emplacement d'une barre dans le cœur. Si la barre se trouve au centre du cœur, ρ_0 est généralement plus élevée qu'à sa périphérie. En règle générale, la valeur de réactivité de la barre de commande est très sensible au flux de neutrons thermiques, ce qui fait que ρ_0 est plus élevée lorsque la barre se trouve dans un endroit du cœur où le flux de neutrons thermiques est plus important et elle diminue lorsque la barre est installée dans un endroit où le flux de neutrons thermiques est moins important.

La figure 10 représente la forme intégrale de la courbe d'étalonnage. De plus, on utilise souvent la forme différentielle de cette courbe pour représenter la valeur de réactivité d'une barre de commande. La figure 11 donne un exemple de ce type de courbe. Les formes intégrale et différentielle des courbes d'étalonnage sont largement utilisées dans des réacteurs de recherche de faible puissance.

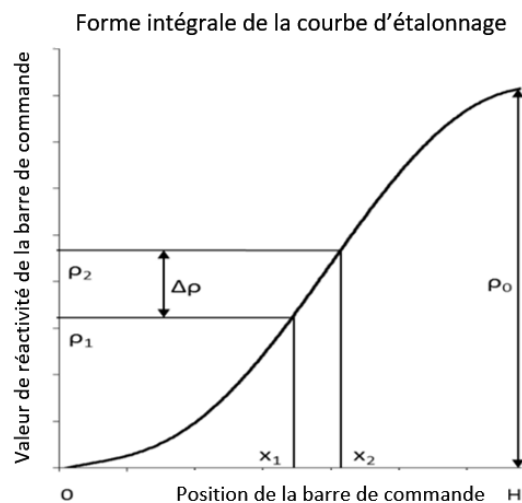


FIG. 10. Forme intégrale de la courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité de la barre de commande. {repris de [16] avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)}

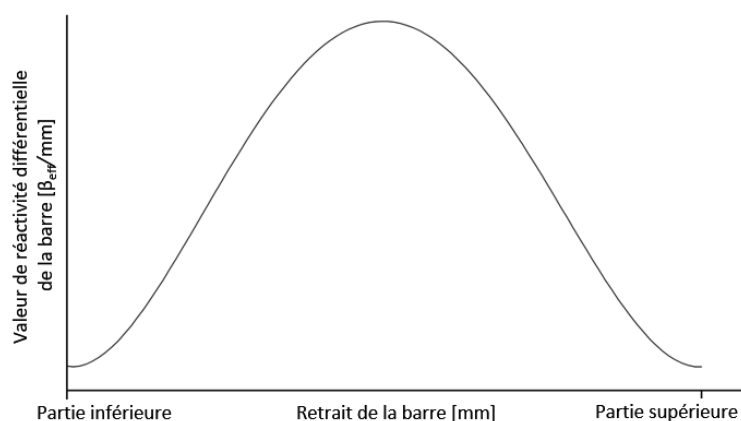


FIG. 11. Forme différentielle de la courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité de la barre de commande. {repris de [16] avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)}

La détermination des paramètres opérationnels de sûreté du cœur d'un réacteur de recherche est généralement liée aux exercices d'étalonnage des barres de commande. La principale raison pour laquelle ces exercices sont réalisés est d'exploiter et de mettre à l'arrêt le réacteur dans les limites de sûreté fournies dans les LCE, qui sont analysées dans le rapport de sûreté. Les paramètres les plus importants et les plus utilisés sont l'excédent de réactivité et la marge d'arrêt.

Tout réacteur de recherche doit disposer, pour fonctionner et être utilisé, d'un moyen d'insérer une réactivité supplémentaire, qui soit disponible dans le cœur, pour compenser les effets liés au fonctionnement du réacteur. Il s'agit par exemple de la combustion du combustible, de l'empoisonnement au xénon, de l'insertion/extraction dans le cœur d'échantillons à irradier et d'un changement de position des détecteurs de neutrons. Cette réactivité supplémentaire, qui est « intégrée dans le cœur », est appelée excédent de réactivité. Elle est toujours maintenue à un niveau limité et strictement contrôlée. Si l'excédent de réactivité est trop faible, certains exercices ou activités ne peuvent pas être réalisés car le cœur ne dispose pas de l'excédent de réactivité nécessaire pour maintenir le réacteur dans son état critique. D'un autre côté, si l'excédent de réactivité est important, il y a un risque de déclenchement ou de criticité instantanée si un événement imprévu se produit dans le cœur. Afin de prévenir ces situations, on peut limiter l'excédent maximal de réactivité à la quantité qui ne permet pas à un réacteur de passer rapidement à l'état critique.

L'excédent de réactivité peut être facilement calculé à l'aide de la formule suivante :

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

où

ER : excédent de réactivité

ρ_i : réactivité de la i -e barre de commande dans la position x

N : nombre de barres de commande dans le cœur du réacteur

La marge d'arrêt garantit que la mise à l'arrêt du réacteur est sûre et peut être effectuée quel que soit l'état du réacteur et quelles que soient les conditions de fonctionnement de celui-ci. La capacité de mettre un réacteur à l'arrêt et de le maintenir dans cet état repose sur la chute de

toutes les barres de commande reliées au système d'arrêt dans le cœur, qui entraîne l'arrêt de la réaction de fission en chaîne.

La marge d'arrêt peut être facilement calculée à l'aide de la formule suivante :

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{\text{niveau inférieur}}^{\text{criticité}} \frac{d\rho_i}{dx} dx - \int_{\text{température ambiante}}^{\text{température réelle}} \frac{d\rho_M}{dt} dt - \int_{\text{température ambiante}}^{\text{température réelle}} \frac{d\rho_F}{dt} dt - \int_0^{\text{puissance réelle}} \frac{d\rho_P}{dP} dP \quad (36)$$

où

SDM : marge d'arrêt

N : nombre de barres de commande à insérer dans le cœur du réacteur

ρ_i : réactivité de la i -e barre de commande dans la position x

ρ_M : réactivité introduite dans le cœur par le coefficient de température du combustible

ρ_F : réactivité introduite dans le cœur par le coefficient de température du modérateur

ρ_P : réactivité introduite dans le cœur par le coefficient de puissance, c'est-à-dire Xe

Dans nombre de réacteurs de recherche, une défaillance unique (barre coincée) de la barre de commande ayant la plus importante valeur de barre $\rho_{i\max}$ pendant l'arrêt est examinée, et la marge d'arrêt est déterminée comme suit :

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{\text{niveau inférieur}}^{\text{criticité}} \frac{d\rho_i}{dx} dx - \int_{\text{niveau inférieur}}^{\text{criticité}} \frac{d\rho_{i\max}}{dx} dx - \int_{\text{température ambiante}}^{\text{température réelle}} \frac{d\rho_M}{dt} dt - \int_{\text{température ambiante}}^{\text{température réelle}} \frac{d\rho_F}{dt} dt - \int_0^{\text{puissance réelle}} \frac{d\rho_P}{dP} dP \quad (37)$$

Dans un réacteur à la puissance zéro, en fonctionnement normal, les coefficients de réactivité sont négligeables, ce qui fait que les trois derniers termes de l'équation (37) sont éliminés pour ne laisser subsister que le premier terme négatif. En conséquence, la marge d'arrêt pour un réacteur de recherche à la puissance zéro est déterminée comme suit :

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{\text{niveau inférieur}}^{\text{criticité}} \frac{d\rho_i}{dx} dx - \int_{\text{niveau inférieur}}^{\text{criticité}} \frac{d\rho_{i\max}}{dx} dx \quad (38)$$

Des dizaines de méthodes plus ou moins précises ont été mises au point pour mesurer la réactivité. Elles peuvent être classées selon différents points de vue, à savoir en fonction, notamment, de l'état du réacteur (critique, sous-critique et surcritique), du type d'approche (déterministe ou statistique) et de la technique (statique ou dynamique) mise en œuvre. Dans les réacteurs de recherche fonctionnant à faible puissance, on peut utiliser les méthodes suivantes : méthode de la période positive (ou de la période asymptotique), méthode de retrait de source, méthode de la chute de barre, méthode de l'oscillateur de barre de commande, méthode de multiplication des sources de neutrons (ou méthode Greenspan), méthode d'analyse du bruit neutronique Rossi- α , méthode d'analyse du bruit neutronique Feynman- α , méthode des sources de neutrons pulsés, méthode de substitution combustible-poison, méthode de détermination de la criticité et méthode du taux inverse. De nos jours, on utilise également pour les réacteurs de recherche divers réactimètres numériques basés sur la méthode de la cinétique inverse.

Du fait du lien étroit existant entre la mesure de la réactivité et les exercices relatifs aux barres de commande, on peut utiliser presque toutes les méthodes de mesure de la réactivité pour étalonner les barres de commande ou déterminer les paramètres opérationnels de sûreté du cœur. Par ailleurs, on a mis au point plusieurs autres méthodes concernant spécifiquement l'étalonnage des barres dans les réacteurs de recherche de faible puissance, à savoir notamment les méthodes fondées sur le temps de doublement, le taux inverse, l'interétalonnage (ou la permutation de barres de commande) et l'insertion (ou l'étalonnage dynamique) des barres. Les réactimètres peuvent être utilisés aux fins d'étalonnage des barres. En principe, on peut utiliser n'importe quelle méthode de mesure de la réactivité pour mesurer la marge d'arrêt et l'excédent de réactivité.

8.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Les exercices consacrés à la réactivité appartiennent au groupe des exercices de physique des réacteurs. L'objectif d'apprentissage, les informations sur le type d'étudiants et le niveau des exercices sont les mêmes que ceux que décrit la section 6.3.

La réalisation des exercices concernant la réactivité ne nécessite habituellement aucune instrumentation expérimentale particulière. Un réacteur de recherche et sa technologie standard et un système de détection de neutrons approprié sont nécessaires pour réaliser l'exercice.

Certains exercices de réactivité plus élaborés, tels que ceux portant sur la méthode d'analyse du bruit neutronique Rossi- α , la méthode d'analyse du bruit neutronique Feynman- α , la méthode des sources de neutrons pulsés ou la méthode d'étalonnage dynamique des barres, s'adressent davantage aux doctorants en génie nucléaire et aux étudiants s'orientant vers un programme de maîtrise, tels que les futurs spécialistes de la physique des réacteurs ou ingénieurs sûreté nucléaire. Dans ces cas, les exercices sont conduits à un niveau avancé. Habituellement, la réalisation de ces exercices de réactivité de niveau avancé nécessite des caractéristiques du réacteur ou une instrumentation expérimentale particulières.

Selon le niveau de l'exercice, les étudiants devraient avoir acquis au moins des connaissances de base dans les domaines suivants : principe du réacteur, fonctions du modérateur et du réflecteur (voir la section 9.2 pour le facteur modulation-combustible), définition du facteur de multiplication et de la réactivité (sections 6.2 et 8.2), et répartition du flux neutronique. Ils devraient également connaître les caractéristiques des barres de commande et savoir utiliser leurs courbes d'étalonnage. Les connaissances de base propres à chaque exercice devraient être résumées pour chaque exercice. On décrit ci-après trois types d'exercices :

- a) Étalonage des barres de commande ;
- b) Influence des composants du cœur sur la réactivité ;
- c) Paramètres de sûreté liés à la réactivité du cœur.

8.3.1. Étalonage des barres de commande

Cet exercice convient aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Il s'adresse aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire et à ceux qui se spécialisent dans différentes branches de l'ingénierie. Le niveau de l'exercice peut être ajusté en fonction des connaissances de l'étudiant et des objectifs pédagogiques. Cet exercice peut être réalisé à un niveau de base ou intermédiaire.

Par ailleurs, les doctorants en génie nucléaire et les étudiants ayant entrepris d'acquérir des compétences spécialisées peuvent participer à des expériences de réactivité organisées à un niveau plus avancé (voir la section 8.3). La présente directive ne traite pas de ce cas particulier.

Pour le niveau de base, les étudiants peuvent apprendre et comprendre une méthode d'étalonnage de réactivité d'une barre de commande et de mesure de la valeur de réactivité. Par exemple, la méthode utilisée pour établir la courbe d'étalonnage d'une barre en mesurant le temps de doublement pour différentes positions de cette barre peut être expliquée et utilisée (voir la section 8.4). Ensuite, la valeur de réactivité totale de la barre peut être mesurée en comparant deux configurations critiques des barres, dont l'une avec une barre totalement insérée et l'autre avec une barre totalement retirée. Un exercice de ce type dure généralement entre une et deux heures.

Pour le niveau intermédiaire, on peut s'appuyer sur le contenu dispensé au niveau de base et réaliser des exercices supplémentaires. Les méthodes d'étalonnage des barres peuvent être expliquées et utilisées (telles que les méthodes de permutation, de taux inverse et de chute de barres). On peut expliquer mathématiquement la forme *en S* de la courbe d'étalonnage [voir l'équation (34)]. Enfin, la technique de chute de barre peut être utilisée pour mesurer la valeur de réactivité totale de la barre de commande. Chaque exercice supplémentaire dure généralement 30 minutes.

8.3.2. Influence des composants du cœur sur la réactivité

Cet exercice convient aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Il s'adresse aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire et à ceux qui se spécialisent dans différentes branches de l'ingénierie. Le niveau de l'exercice peut être ajusté en fonction des connaissances de l'étudiant et des objectifs pédagogiques. Cet exercice peut être réalisé à un niveau de base ou intermédiaire.

Par ailleurs, les doctorants en génie nucléaire et les étudiants ayant entrepris d'acquérir des compétences spécialisées peuvent participer à des expériences de réactivité organisées à un niveau plus avancé. Ces expériences peuvent par exemple consister à comparer les calculs concernant le cœur et les mesures concrètes des variations de réactivité. La présente directive ne traite pas de ce cas particulier.

Les trois exercices qu'elle décrit peuvent être réalisés aux niveaux de base et intermédiaire, car ces expériences et leur interprétation sont relativement simples. Le passage du niveau de base au niveau intermédiaire permet d'approfondir la théorie ou les problèmes de sûreté liés aux variations de réactivité. Chaque exercice dure généralement entre une heure et une heure et demie.

8.3.3. Paramètres de sûreté liés à la réactivité du cœur

Cet exercice convient aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Comme indiqué dans la partie monographique, il s'adresse aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire et à ceux qui se spécialisent dans différentes branches de l'ingénierie. Il peut être réalisé à un niveau de base ou intermédiaire.

Pour le niveau de base, l'excédent de réactivité et la marge d'arrêt peuvent être facilement calculés sans rétroaction de température ou d'empoisonnement. On peut vérifier leur

conformité aux LCE. On peut examiner les problèmes de sûreté liés à l'excédent de réactivité et à la marge d'arrêt. Un exercice de ce type dure généralement une heure et demie.

Pour le niveau intermédiaire, on peut réaliser un exercice similaire, mais, en outre, on peut déterminer et examiner les variations de réactivité liées aux effets de température et d'empoisonnement et leur incidence sur l'excédent de réactivité et la marge d'arrêt. Un exercice de ce type dure généralement trois heures.

8.4. EXERCICES D'ÉTALONNAGE DES BARRES DE COMMANDE

8.4.1. Objectif de l'exercice

Cet exercice vise à caractériser les barres de commande du réacteur, c'est-à-dire à établir la variation de réactivité du cœur en fonction du changement de position d'une barre de commande. D'un point de vue pratique, le niveau d'informations requis au sujet de cette variation de réactivité diffère selon la fonction de la barre. Pour les barres de sûreté, il suffit de connaître la valeur de réactivité totale, tandis que pour les barres de compensation et les barres de pilotage, il est nécessaire de connaître la variation exacte de la réactivité du cœur en fonction du changement de position de la barre. Cette dernière variation est appelée courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité de la barre de commande.

8.4.2. Matériel et conditions

Pour établir la courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité ou mesurer la valeur de réactivité totale d'une barre de commande, le réacteur devrait fonctionner à faible puissance, c'est-à-dire sans effet de rétroaction (p. ex. température stable et absence de poisons) qui modifie ses conditions de fonctionnement. De cette manière, la variation de réactivité du cœur ne découlera que des barres et non d'un effet supplémentaire. La courbe inhour du réacteur est nécessaire pour étalonner la barre de commande à l'aide de la technique de mesure du temps de doublement.

Les systèmes de détection de neutrons standard utilisés pour le système de commande du réacteur peuvent généralement servir à suivre la densité neutronique (ou la puissance du réacteur associé) et à mesurer le temps de doublement. Il s'ensuit qu'aucun autre matériel n'est nécessaire.

8.4.3. Méthodologie

La présente section explique comment réaliser l'exercice à l'aide de trois méthodes différentes. D'autres techniques peuvent être mises en œuvre à cette fin.

8.4.3.1. Établissement de la courbe d'étalonnage par la mesure du temps de doublement

Pour cet exercice, la barre de commande à étalonner est totalement insérée dans le cœur (position $z = 0$) et le réacteur est en état critique à faible puissance P_0 (aucun effet de rétroaction). La barre est déplacée vers une position donnée z_1 et le temps de doublement T_{d1} est mesuré pendant la divergence du réacteur. On utilise la courbe inhour et la valeur du T_{d1} pour établir la réactivité du cœur $\Delta\rho_1$ pour la position z_1 .

Avant de passer à la mesure suivante, il est conseillé de ramener la barre à 0 et de rendre le réacteur sous-critique pendant quelque temps afin de ramener sa puissance à P_0 . Cela permet

d'éviter une augmentation importante de la puissance, et de la rétroaction potentielle associée, pendant les divergences successives.

La barre est déplacée vers une position donnée z_2 ($z_2 > z_1$) et le temps de doublement T_{d2} ($T_{d2} < T_{d1}$) est mesuré pendant la divergence du réacteur. On utilise la courbe inhour et la valeur du T_{d2} pour établir la réactivité du cœur $\Delta\rho_2$ pour la position z_2 .

Cette technique peut servir à tracer la courbe intégrale donnant l'efficienne de la barre, c'est-à-dire la valeur mesurée $\Delta\rho$, en fonction de la position de la barre z . Toutefois, en pratique, le temps de doublement est limité à des valeurs raisonnables, c'est-à-dire habituellement un T_d supérieur à 20 s, qui correspond à des réactivités inférieures à 150 pcm. Ainsi, puisque la valeur totale d'une barre est généralement supérieure à 500 pcm, il n'est pas possible de poursuivre l'expérience en retirant la barre jusqu'à sa position maximale sans compenser le retrait de la barre à étalonner par l'insertion d'une autre barre.

En pratique, chaque fois que le temps de doublement devient bref (proche de 20 s, par exemple), pour une valeur de $\Delta\rho'$ donnée, il faudra atteindre une nouvelle configuration critique des barres en maintenant la barre à étalonner à sa dernière position z' et en faisant descendre une autre barre pour trouver une nouvelle configuration critique.

Ce nouvel état critique sera utilisé pour extraire encore la barre de commande à étalonner et mesurer la valeur de $\Delta\rho''$ correspondant à l'extraction de la barre depuis sa position z' jusqu'à une position supérieure z'' . Dans ce cas, la variation de réactivité globale découlant du retrait de la barre depuis 0 jusqu'à z'' sera égale à $\Delta\rho' + \Delta\rho''$. La compensation du retrait de la barre à étalonner par l'insertion d'une autre barre devra être effectuée aussi souvent que nécessaire pour maintenir le temps de doublement dans les limites de valeurs sûres et autorisées.

Il convient de noter que la barre de commande utilisée pour compenser le retrait de la barre à caractériser ne devrait pas modifier sensiblement la valeur de la barre à étalonner. De fait, la valeur d'une barre de commande dépend non seulement de ses caractéristiques, mais aussi de la configuration du cœur. Si une barre A est insérée à proximité de la barre à étalonner B, la barre A réduira la valeur de réactivité de la barre B en réduisant localement le flux de neutrons à l'endroit où la barre B est insérée. C'est ce que l'on appelle l'effet d'ombre. Il est alors conseillé de compenser avec une barre située aussi loin que possible de la barre à étalonner. Si cela est nécessaire et possible, on peut utiliser plusieurs barres pour la compensation.

Le tableau 6 et la figure 12 montrent les données et la courbe d'étalonnage que cette technique permet d'obtenir. La forme de la courbe, qui est liée à la répartition du flux neutronique dans le cœur, peut être examinée avec les étudiants.

TABLEAU 6. LE PRINCIPE DU TRAÇAGE DE LA COURBE D'ÉTALONNAGE PAR LA TECHNIQUE DE LA MESURE DU TEMPS DE DOUBLEMENT

| Position de la barre à étalonner | Position de la barre de compensation | Temps de doublement mesuré | Variation de la réactivité du cœur | Efficiéce de la barre | Commentaires |
|----------------------------------|--------------------------------------|----------------------------|------------------------------------|--|-------------------------------------|
| 0 | z_A | ∞ | 0 | 0 | |
| z_1 | z_A | T_{d1} | $\Delta\rho_1$ (0 à z_1) | $\Delta\rho_1$ | |
| z_2 | z_A | T_{d2} | $\Delta\rho_2$ (0 à z_2) | $\Delta\rho_2$ | |
| z_3 | z_A | T_{d3} | $\Delta\rho_3$ (0 à z_3) | $\Delta\rho_3$ | Le temps de doublement devient bref |
| z_3 | $z_B < z_A$ | ∞ | 0 | $\Delta\rho_3$ | Nouvel état critique |
| z_4 | z_B | T_{d4} | $\Delta\rho_4$ (z_3 à z_4) | $\Delta\rho_3 + \Delta\rho_4$ | |
| z_5 | z_B | T_{d5} | $\Delta\rho_5$ (z_3 à z_5) | $\Delta\rho_3 + \Delta\rho_5$ | Le temps de doublement devient bref |
| z_5 | $z_C < z_B$ | ∞ | 0 | $\Delta\rho_3 + \Delta\rho_5$ | Nouvel état critique |
| z_6 | z_C | T_{d6} | $\Delta\rho_6$ (z_5 à z_6) | $\Delta\rho_3 + \Delta\rho_5 + \Delta\rho_6$ | |
| ... | | | | | |

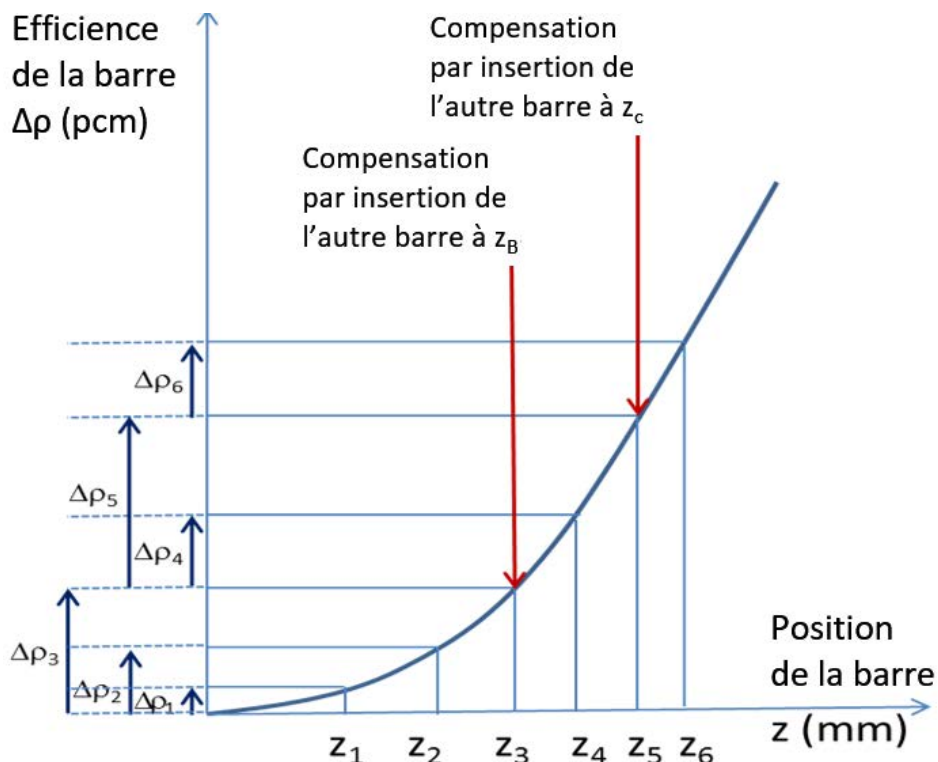


FIG. 12. Le principe du traçage de la courbe d'étalonnage par la technique de la mesure du temps de doublement. [avec l'aimable autorisation de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires, CEA Paris-Saclay (France)]

8.4.3.2. Mesure de la valeur de la réactivité totale par la comparaison de deux états critiques

Pour cet exercice, la barre de commande dont il s'agit de mesurer la valeur totale est successivement placée dans deux positions différentes : totalement insérée et totalement extraite. La configuration critique des barres est enregistrée dans les deux cas. En pratique, lorsque cela est possible, une barre de commande unique peut être déplacée vers le bas pour compenser l'extraction de la barre à mesurer. En tenant compte des courbes d'étalonnage des barres qui ont été utilisées pour compenser l'extraction de la barre et de la différence entre les deux configurations, il est possible d'établir la valeur totale de la barre en cours d'étalonnage.

8.4.3.3. Étalonnage d'une barre de commande par la méthode du taux inverse

Dans cette technique, le réacteur se trouve dans un état sous-critique pendant toute la durée du processus d'étalonnage. La méthode du taux inverse est basée sur la multiplication sous-critique et la présence d'une source de neutrons S (taux d'émission de la source) dans le cœur. En prenant comme point de départ les équations relatives à la cinétique, lorsque la densité neutronique n est stable dans un état sous-critique, le k_{eff} peut être formulé comme suit :

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

Compte tenu de la forme intégrale de la courbe d'étalonnage présentée dans la figure 10 dans la section 8.2, la variation de réactivité en fonction de la position de la barre de commande z peut être exprimée comme suit :

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

où ρ_0 est la valeur totale de la barre de commande, tandis que ρ_{\uparrow} et ρ_{\downarrow} sont les réactivités du cœur lorsque la barre de commande est totalement extraite et totalement insérée, respectivement.

À partir de la définition de ρ dans l'équation (29) et l'équation (40), l'équation (40) peut s'exprimer sous la forme suivante :

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

où $n(z)$ est la densité neutronique à la position z de la barre de commande, tandis que n_{\downarrow} et n_{\uparrow} sont les densités neutroniques lorsque la barre de commande est totalement extraite et totalement insérée, respectivement.

Étant donné que le rapport $\frac{k_{eff\uparrow}}{k_{eff}(z)}$ est proche de 1, la variation de réactivité peut être déterminée à partir de :

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

En pratique, le taux de comptage indiqué par les détecteurs de neutrons, qui est proportionnel à la densité neutronique n , sera censé donner les valeurs de n . La valeur de ρ_0 , c'est-à-dire la valeur totale de la barre de commande en cours d'étalonnage, doit être établie à l'aide d'une autre technique, telle que celle décrite dans l'exercice précédent.

La procédure d'étalonnage se déroule comme suit :

- a) Le réacteur est dans son état sous-critique (avec une source de neutrons dans le cœur) et la barre de commande en cours d'étalonnage est totalement insérée ;
- b) Le système de détection de neutrons (du système de contrôle ou système supplémentaire) est utilisé pour mesurer le taux de comptage correspondant à n_{\downarrow} ;
- c) La barre de commande est retirée progressivement de la partie inférieure du cœur jusqu'à sa partie supérieure par paliers adéquats ($1/10^e$ du déplacement total de la barre, par exemple) ;
- d) À chaque position de la barre, une fois que la densité neutronique a atteint l'équilibre, le taux de comptage $n(z)$ est enregistré ;
- e) Lorsque la barre est totalement retirée, la valeur de n_{\uparrow} est enregistrée ;
- f) La courbe d'étalonnage peut alors être tracée à l'aide de l'équation (42), de la valeur de ρ_0 et des valeurs de $n(z)$ enregistrées pour chaque position ;
- g) Comme pour le premier exercice, la forme de la courbe, qui est liée à la répartition du flux neutronique dans le cœur, peut être examinée avec les étudiants.

8.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

On applique les procédures habituelles de fonctionnement d'un réacteur, telles que celles qui concernent la variation de la réactivité du cœur par le déplacement des barres de commande. Il convient d'exercer un soin particulier pour contrôler la réactivité et limiter le temps de doublement aux valeurs spécifiées.

Du point de vue de la radioprotection, cet exercice ne devrait pas entraîner un risque supplémentaire par rapport au fonctionnement normal du réacteur.

8.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : cinétique des neutrons dans un état sous-critique avec une source, répartition du flux neutronique dans le cœur ;
- b) Schéma du cœur avec les barres de commande et les détecteurs de neutrons ;
- c) Courbe inhour, courbe d'étalonnage de la barre utilisée pour compenser le mouvement de la barre à caractériser ;
- d) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche, notamment des informations sur la manière d'effectuer la mesure : attendre que la densité neutronique atteigne un équilibre, comme dans l'exercice décrit dans la section 6.4, établir une valeur moyenne de n ;
- e) Papier graphique ou application logicielle pour tracer la courbe ;
- f) Informations et règles concernant spécifiquement l'expérience à mener : par exemple, les règles liées à la configuration générale des barres peuvent s'appliquer.

8.4.6. Questions aux étudiants

La série de questions ci-après peut permettre de procéder à une première évaluation de l'impact de l'expérience :

- 1) Expliquer les différentes fonctions des barres de sûreté par rapport à celles des barres de compensation et des barres de pilotage.
- 2) À partir de la réponse à la question 1), indiquer les caractéristiques, liées à leurs fonctions, des barres de sûreté, de compensation et de pilotage à connaître.
- 3) Est-il possible d'établir la courbe d'étalonnage complète d'une barre de commande (avec une valeur totale de 1 000 pcm, par exemple) en la retirant progressivement et en mesurant le temps de doublement correspondant ? Expliquer pourquoi. Que faut-il faire pour tracer la courbe complète ?
- 4) Expliquer la forme de la courbe d'étalonnage. Pourquoi n'est-elle pas linéaire ?
- 5) Lorsque l'on utilise une barre de commande pour le pilotage (manuel ou automatique) du réacteur, vaut-il mieux que cette barre se trouve au milieu du cœur ou dans sa partie inférieure (ou supérieure) ? Expliquer pourquoi.
- 6) La valeur de réactivité de la barre de commande dépend-elle uniquement des caractéristiques de cette barre ou également de la configuration globale du cœur (position des autres barres, par exemple) ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

8.5. INFLUENCE DES COMPOSANTS DU CŒUR SUR LA RÉACTIVITÉ

8.5.1. Objectif

Comme indiqué dans la section 8.2, les expériences portant sur la mesure de la réactivité sont des expériences très fréquemment réalisées à l'aide de réacteurs de recherche. Il importe effectivement de comprendre et de contrôler l'impact des paramètres du réacteur sur la réactivité du cœur. La présente directive porte sur l'étude de l'influence de trois de ces

paramètres, à savoir la position et les caractéristiques des éléments combustibles, les éléments réflecteurs et l'insertion ou l'enlèvement de dispositifs expérimentaux. Les problèmes de sûreté liés à ces paramètres présentent également un intérêt particulier pour ce type d'exercice.

Cet exercice vise d'une manière générale à caractériser la réactivité d'un réacteur dans ses différents états en vue d'établir la variation de réactivité découlant d'une modification de l'un des paramètres du réacteur. On peut alors examiner la variation de réactivité en s'appuyant sur la théorie.

8.5.2. Matériel et conditions

La réalisation des exercices décrits dans la présente directive implique la capacité de décharger, charger ou déplacer des éléments combustibles, des éléments réflecteurs et des dispositifs expérimentaux dans le cœur ou à proximité. Pour garantir que les variations de réactivité à mesurer ne découlent que de la manipulation d'éléments ou de dispositifs, le réacteur devrait fonctionner à faible puissance, c'est-à-dire sans effet de rétroaction (p. ex. température stable et absence de poisons) susceptible de modifier l'état du réacteur.

La variation de réactivité entre deux états du réacteur est mesurée par le biais de la différence de configuration (position) critique des barres de commande. Les systèmes de contrôle-commande standard peuvent être utilisés pour vérifier l'état critique au moyen des circuits de mesure de neutrons et enregistrer la position des barres de commande à l'aide du système de commande du réacteur.

Pour étudier l'effet du combustible sur la réactivité, on utilise des éléments combustibles standard. Pour étudier l'effet du réflecteur sur la réactivité, on peut placer des dispositifs réflecteurs (graphite ou béryllium) à proximité du cœur. Pour étudier l'effet des dispositifs expérimentaux sur la réactivité, on peut insérer ces dispositifs (contenant de l'uranium, du graphite ou du cadmium, entre autres options) dans le cœur ou à proximité.

8.5.3. Méthodologie

8.5.3.1. Effets sur la réactivité de la position d'éléments combustibles dans le cœur

Pour cet exercice, on modifie l'état d'un réacteur en déchargeant un élément combustible depuis le cœur. On mesure ensuite la variation correspondante de réactivité. À cette fin, on compare deux états critiques, avant et après le déchargement de l'élément combustible.

On devrait, si cela est possible, mesurer la valeur de réactivité des éléments combustibles ayant des caractéristiques similaires (même quantité de combustible) et placés dans différentes positions dans le cœur. On peut alors étudier l'importance de la position de l'élément combustible dans le cœur, c'est-à-dire la répartition du flux neutronique, pour la valeur de réactivité de cet élément. Dans cet exercice, on ne décharge depuis le cœur qu'un seul élément à la fois. Chaque élément est rechargé dans le cœur avant l'enlèvement du suivant.

La séquence proposée pour le déroulement de cet exercice est la suivante :

- 1) Avant d'effectuer la mesure, on établit la configuration critique avec tous les éléments combustibles en place (état 1). À cette fin, le réacteur fonctionne à faible puissance (sans effets de rétroaction).

- 2) Le réacteur étant mis à l'arrêt et en état de sûreté, on décharge un élément combustible depuis le cœur (état 2).
- 3) Le réacteur est ramené à l'état critique à l'aide de la procédure d'approche de la criticité ou d'un redémarrage type (si la variation de la réactivité du cœur est bien contrôlée et connue).
- 4) La différence de réactivité entre l'état 2 et l'état 1 est déterminée à partir des positions des barres de commande en utilisant la ou les courbes d'étalonnage de la ou des barres qui a ou ont été déplacée(s) entre ces deux états.
- 5) Le réacteur étant mis à l'arrêt et en état de sûreté, on recharge l'élément combustible dans le cœur.

Si la mesure de la valeur de réactivité est effectuée pour chaque élément de combustible, cette séquence est répétée depuis l'état 2 jusqu'à l'état 5, et un tableau comme le tableau 7 peut être créé.

TABLEAU 7. EXEMPLE DE TABLEAU DES POSITIONS DES BARRES DE COMMANDE POUR RENDRE LE RÉACTEUR CRITIQUE DANS DIFFÉRENTES CONFIGURATIONS DU CŒUR

| État | Position de la barre de commande 1 (mm) | Position de la barre de commande i (mm) | Variation de réactivité (pcm) |
|--|---|---|-------------------------------|
| État initial avec tous les éléments combustibles | | | |
| Combustible en position 1 enlevé | | | |
| Combustible en position 2 enlevé | | | |
| Combustible en position 3 enlevé | | | |
| ... | | | |

Il importe de rappeler aux étudiants que si des informations précises sur la valeur de réactivité de l'élément combustible ne sont pas disponibles, la configuration critique prévue des barres de commande ne l'est pas non plus ; dans ce cas, une approche de l'expérience de criticité est menée après chaque modification de la configuration du cœur.

Lorsque cela est possible, la position d'une seule barre de commande devrait être utilisée pour modifier la réactivité du cœur. Cela facilitera la visualisation et le calcul de la variation de la réactivité du cœur. Pour éviter que la répartition du flux neutronique ne soit perturbée dans la zone du cœur dans laquelle les éléments combustibles sont déplacés (ce qui modifiera la valeur de réactivité de l'élément combustible), il est conseillé de compenser la variation de réactivité en ne déplaçant que les barres de commande qui sont placées loin de la zone où les éléments combustibles sont déplacés.

On peut reporter dans un graphique la variation de réactivité en fonction de la position d'un élément combustible afin d'étudier l'impact de ce dernier, c'est-à-dire de la répartition du flux neutronique dans le cœur, par rapport à la position de l'élément dans le cœur. Une courbe dont la forme est analogue à celles de la figure 3 dans la section 5.2 est attendue. On peut expliquer la forme de la courbe d'après la théorie et conduire une étude supplémentaire à un niveau avancé en comparant la forme calculée de la répartition du flux neutronique (à l'aide des codes de la neutronique) à la forme expérimentale mesurée précédemment obtenue.

Si l'on ne peut utiliser que des éléments combustibles ayant des caractéristiques différentes, tels que la teneur en uranium, il faudra tenir compte de l'influence combinée de la teneur en uranium et de l'emplacement des éléments combustibles dans le cœur. Enfin, un autre exercice serait possible, qui consisterait à charger dans la même position des éléments de la teneur en uranium de différentes valeurs afin d'étudier l'effet de la teneur en uranium sur la réactivité du cœur. On peut tracer une courbe de la variation de réactivité en fonction de la masse d'uranium pour approfondir l'analyse de cet effet.

8.5.3.2. Influence des éléments ou dispositifs réflecteurs

Les réacteurs équipés d'éléments réflecteurs (graphite, béryllium) permettent d'étudier l'effet du réflecteur sur la réactivité. Les éléments réflecteurs sont habituellement placés à la périphérie du cœur pour réduire la perte de neutrons s'échappant de celui-ci. Le déchargement de l'un ou de plusieurs de ces éléments réflecteurs permettra d'observer et d'analyser la réflexion des neutrons, l'effet sur la densité du flux neutronique et son impact sur la valeur de réactivité de l'élément combustible. Une autre solution consiste à introduire des dispositifs réflecteurs à la périphérie du cœur.

On peut suivre une procédure analogue à celle décrite pour étudier l'effet de l'emplacement de l'élément combustible dans le cœur. Cette procédure aboutira à la détermination de la variation de réactivité dans le cas de l'enlèvement ou de l'introduction d'éléments ou de dispositifs réflecteurs. On peut également comparer les mesures et les calculs.

8.5.3.3. Influence des dispositifs expérimentaux

Dans un réacteur de recherche, les dispositifs expérimentaux placés dans le cœur ou à proximité (canaux) peuvent modifier sensiblement la réactivité du cœur. Un dispositif expérimental peut entraîner soit une augmentation de la réactivité (insertion d'une matière réflectrice ou d'uranium), soit une diminution de la réactivité (insertion d'une matière absorbante ou d'un tube vide qui augmentera le nombre de neutrons s'échappant du cœur). L'insertion d'une matière réflectrice telle que le graphite ou d'une matière absorbante telle que le cadmium est courante. Il n'est pas possible d'insérer une matière nucléaire dans tous les réacteurs de recherche en raison de questions concernant les garanties et des LCE de l'installation. L'insertion d'un tube vide, équivalent d'un tube à faisceaux, peut entraîner des problèmes de radioprotection du fait de l'enlèvement du bouclier biologique et de l'augmentation potentielle du débit de dose à proximité du tube.

À partir de l'état initial de référence, on peut insérer successivement dans le cœur différents types de dispositifs, à savoir des dispositifs réflecteurs ou absorbants composés de différentes quantités de matières réflectrices ou absorbantes. On peut suivre une procédure analogue à celle décrite pour étudier l'effet de l'emplacement de l'élément combustible dans le cœur. Cette procédure aboutira à la détermination de la variation de réactivité dans le cas de l'enlèvement ou de l'introduction de dispositifs expérimentaux. On peut compléter cette expérience en comparant les résultats des mesures et ceux obtenus par les calculs effectués à l'aide des codes de la neutronique.

Dans certains cas, l'exercice peut être réalisé pendant que le réacteur est en fonctionnement : les dispositifs sont enlevés un par un tandis que l'on maintient le réacteur dans l'état critique en modifiant la position de la barre de pilotage. À cette fin, on modifie lentement l'état du réacteur pendant que celui-ci fonctionne en mode automatique. L'utilisation de cette technique devrait limiter la variation de réactivité à chaque étape à 100 pcm, habituellement, ce pour des

raisons de sûreté. C'est garantir la longueur des temps de doublement si la réactivité n'est pas compensée.

8.5.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

Avant de procéder aux expériences, il peut être nécessaire de réaliser une analyse de sûreté pour s'assurer que la réactivité ne varie pas d'une façon incontrôlée, dans les conditions aussi bien normales qu'incidentelles, du fait du chargement ou du déchargement des dispositifs.

Pour réduire le temps nécessaire à l'exercice, on peut charger ou décharger les dispositifs pendant que le réacteur est en fonctionnement. Dans ce cas, il s'impose d'effectuer une analyse de sûreté spécifique et de limiter généralement la variation de réactivité à une valeur (en général 100 pcm) qui garantisse une valeur raisonnable du temps de doublement (habituellement 40 s) si la réactivité était brusquement augmentée du fait de conditions incidentelles. Une telle situation peut se produire si un dispositif réflecteur chute inopinément dans le cœur alors qu'il en est extrait.

Du point de vue de la radioprotection, le chargement et le déchargement des dispositifs sont habituellement effectués par le personnel d'exploitation du réacteur, mais si les LCE et les procédures autorisent les étudiants à les effectuer, il convient de veiller à établir une procédure détaillée et à assurer un contrôle et un suivi des questions de radioprotection qui peuvent être liées à la manipulation de dispositifs irradiés (c'est-à-dire activés).

8.5.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : principe du réacteur, notamment le rôle du combustible et des dispositifs réflecteurs et absorbants sur la réactivité du cœur, répartition du flux neutronique dans le cœur ;
- b) Schéma du cœur avec les barres de commande, les détecteurs de neutrons et les dispositifs à charger et à décharger ;
- c) Courbe $\ln H$, courbe ou courbes d'étalonnage de la ou des barres utilisées pour compenser le mouvement de la barre à caractériser ;
- d) Procédure par étapes à suivre pour mener à bien la tâche, notamment la caractéristique des dispositifs qui sont chargés ou déchargés et la séquence concernant la mesure de la valeur de ces dispositifs ;
- e) Papier graphique ou application logicielle pour tracer les courbes ;
- f) Informations et règles concernant spécifiquement l'expérience à mener, liées par exemple aux limitations de la variation de réactivité.

8.5.6. Questions aux étudiants

La série de questions ci-après peut permettre de procéder à une première évaluation de l'impact de l'expérience :

- 1) La valeur (en pcm) d'un élément combustible est-elle liée uniquement aux caractéristiques de cet élément ou également à la configuration générale d'un cœur ? Expliquer la réponse donnée. On peut poser la même question au sujet des dispositifs réflecteurs ou absorbants.
- 2) Sur la base de la théorie relative à la répartition du flux neutronique dans le cœur, expliquer la forme de la courbe qui présente la relation entre la *variation de réactivité* et l'*emplacement dans le cœur* obtenue dans l'expérience conduite pour mesurer la valeur de réactivité du combustible.
- 3) Expliquer la fonction des éléments ou dispositifs réflecteurs. Quel est l'impact positif sur la répartition du flux de neutrons dans le cœur ? Et l'inconvénient lorsque les échantillons sont irradiés autour du cœur ?
- 4) Est-il possible de charger un dispositif dans le cœur ou de le décharger depuis le cœur lorsque le réacteur est en fonctionnement ? Discuter de la sûreté de l'expérience selon la valeur du dispositif. L'analyse peut être effectuée pour deux valeurs différentes de la variation de réactivité : 50 et 200 pcm, en évaluant les conditions normales et incidentelles pendant la réalisation de l'expérience.

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

8.6. PARAMÈTRES DE SÛRETÉ LIÉS À LA RÉACTIVITÉ DU CŒUR

8.6.1. Objectif

Comme indiqué dans la section 8.2, d'une part, le réacteur a besoin, pour fonctionner, de l'insertion d'une réactivité supplémentaire provenant du retrait des barres de commande. D'autre part, la sûreté de la mise à l'arrêt du réacteur dépend de l'existence d'une réactivité négative suffisante à insérer dans le cœur pour mettre le réacteur à l'arrêt dans de bonnes conditions de sûreté lorsque cela est nécessaire. Ces quantités de réactivité sont liées à l'excédent de réactivité et à la marge d'arrêt¹⁷ du réacteur.

Le but de l'exercice est d'établir :

- a) L'excédent de réactivité ;
- b) La marge d'arrêt ;
- c) La marge d'arrêt avec une barre de commande coincée.

Cet exercice peut être lié aux exercices portant sur la mesure de la valeur de réactivité totale des barres de commande et sur l'étalonnage de la valeur de réactivité des barres (directive dans la section 8.4) car la valeur de réactivité de chaque barre est nécessaire pour établir la valeur effective de ces paramètres. Ces paramètres une fois déterminés, il est possible de vérifier s'ils

¹⁷ La marge d'arrêt désigne soit le niveau de sous-criticité du réacteur lorsque toutes les barres de commande sont insérées, soit la marge d'antiréactivité devant permettre sa mise à l'arrêt d'urgence.

sont conformes aux valeurs des LCE. Il est ensuite conseillé d'examiner les problèmes de sûreté concernant les valeurs de l'excédent de réactivité et de la marge d'arrêt et de les lier au rapport de sûreté.

La figure 13 illustre la définition de l'excédent de réactivité et de la marge d'arrêt en ne prenant en considération qu'une seule barre de commande. L'excédent de réactivité est défini dans l'équation (35). Il correspond à la réactivité supplémentaire que l'on peut insérer en déplaçant toutes les barres de commande de la position de l'état critique du réacteur vers leur position supérieure.

La marge d'arrêt est définie par l'équation (36). Pour les réacteurs de puissance nulle, la marge d'arrêt correspond à la réactivité négative insérée par la chute de toutes les barres de commande liées au système d'arrêt depuis leur position de criticité vers leur position inférieure. Pour les réacteurs de forte puissance présentant des effets de température et d'empoisonnement, la variation de réactivité du cœur liée à la mise à l'arrêt du réacteur doit être prise en considération [voir l'équation (36)]. Il s'agit par exemple d'une variation de réactivité positive résultant d'une baisse de température (tant du combustible que de l'eau) consécutive à l'arrêt du réacteur. Dans ce cas, la marge d'arrêt à long terme diminuera du fait de cette variation de réactivité.

Enfin, dans nombre de réacteurs de recherche, les LCE prescrivent que, si la barre de commande dont la valeur de réactivité est la plus grande ne chute pas, d'où une marge d'arrêt avec une barre coincée (défaillance unique), les autres barres restent suffisantes pour amener le réacteur à la sous-criticité. Dans ce cas, la réactivité liée à la chute de cette barre depuis sa position critique est soustraite de la marge d'arrêt [voir l'équation 37)].

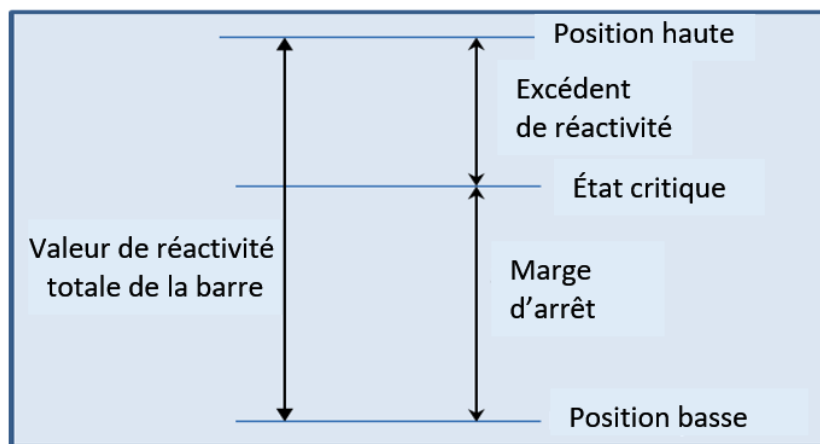


FIG. 13. Définition de l'excédent de réactivité et de la marge d'arrêt.

8.6.2. Matériel et conditions

La détermination des trois paramètres nécessite de connaître la courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité ou la valeur de réactivité des barres de commande.

Il convient d'établir un état critique du réacteur dans les conditions d'exploitation standard et à l'aide des systèmes de contrôle-commande standard. Aucun autre matériel n'est nécessaire.

Pour un réacteur fonctionnant à basse puissance, c'est-à-dire sans rétroaction, la marge d'arrêt (avec ou sans barre de commande coincée) est facile à déterminer. Pour un réacteur de forte

puissance, la variation de réactivité après mise à l'arrêt du réacteur, qui découle des effets de rétroaction, devra être prise en considération pour établir la marge d'arrêt.

8.6.3. Méthodologie

Le réacteur étant dans l'état critique, on enregistre la position de chaque barre de commande dans cet état. On utilise ensuite les positions enregistrées pour établir l'excédent de réactivité et la marge d'arrêt. Pour pouvoir effectuer cette détermination, il faut disposer, comme données d'entrée, de la valeur de réactivité totale des barres de commande totalement retirées ou totalement insérées, et des courbes d'étalonnage de la valeur de réactivité des barres de commande.

Les exemples qui suivent montrent comment déterminer les excédents de réactivité et les marges d'arrêt. Supposons que le réacteur ait cinq barres de commande, dont deux sont les barres de sûreté. Pour simplifier les calculs, nous partons de l'hypothèse que la réactivité varie de façon linéaire en fonction de la position des barres (pourcentage d'extraction du cœur).

Le tableau 8 donne la valeur totale de chaque barre de commande, la position de chacune d'elle pour l'état critique, la variation de réactivité obtenue pour chaque barre quand elle est retirée du cœur depuis sa position de criticité jusqu'à sa position supérieure ($\Delta\rho\uparrow$) et la variation de réactivité obtenue pour chaque barre quand elle est insérée dans le cœur depuis sa position de criticité jusqu'à sa position inférieure ($\Delta\rho\downarrow$).

TABLEAU 8. EXEMPLE DE VALEUR DE BARRE DE COMMANDE ET DE POSITION DE CRITICITÉ POUR DÉTERMINER L'EXCÉDENT DE RÉACTIVITÉ ET LA MARGE D'ARRÊT

| | Barre de commande 1 (barre de sûreté) | Barre de commande 2 (barre de sûreté) | Barre de commande 3 | Barre de commande 4 | Barre de commande 5 |
|--|--|--|---------------------|---------------------|----------------------------|
| Valeur totale de réactivité des barres de commande (pcm) | 2 000 | 2 500 | 1 700 | 1 800 | 1 500 |
| Position à l'état critique | Totalement retirée | Totalement retirée | Totalement retirée | Retirée d'un tiers | Retirée de deux cinquièmes |
| Variation de réactivité effective en position haute $\Delta\rho\uparrow$ (pcm) | 0 | 0 | 0 | 1 200 | 900 |
| Variation de réactivité effective en position basse $\Delta\rho\downarrow$ (pcm) | 2 000 | 2 500 | 1 700 | 600 | 600 |

À partir de ces valeurs, on peut calculer l'excédent de réactivité, la marge d'arrêt et la marge d'arrêt avec la barre 2 (celle dont la valeur de réactivité est la plus élevée) coincée :

$$ER = \sum_{i=1}^N \int_{criticality}^{top} \frac{d\rho_i}{dx} dx = 2\,100 \text{ pcm} \quad (43)$$

$$SDM = \sum_{i=1}^N \int_{bottom}^{criticality} \frac{d\rho_i}{dx} dx = 7\,400 \text{ pcm}$$

Marge d'arrêt avec une (la 2) barre coincée = 4 900 pcm

Ces valeurs doivent ensuite être comparées aux prescriptions des LCE en matière de réactivité et examinées au regard des problèmes de sûreté correspondants liés au fonctionnement du réacteur. Il faudrait faire preuve de prudence car l'excédent de réactivité est souvent plus important que le bêta du réacteur, ce qui entraîne un risque d'accident de criticité. En ce qui concerne l'arrêt du réacteur, on considère généralement qu'après une mise à l'arrêt la réactivité négative dans le cœur devrait diminuer jusqu'à moins de -2 000 pcm, et des valeurs inférieures à -5 000 sont courantes.

En cas de fonctionnement à forte puissance, l'effet d'une variation de puissance et, partant, de température sur les composants du cœur doit être pris en considération (voir la section 9.2). L'effet de température contribuera négativement à la valeur de la marge d'arrêt car une diminution de puissance entraînera une baisse de température qui, elle, augmentera la réactivité (coefficient de température négatif). On peut calculer cette contribution à partir du coefficient de température et de la variation attendue de température après l'arrêt du réacteur.

On peut également examiner la manière de limiter l'insertion de réactivité ; on peut, par exemple, limiter la vitesse de retrait de la barre de commande, limiter le retrait automatique de la barre (par exemple en arrêtant le retrait au bout de 15 s ou en demandant que la barre ne soit retirée que par une intervention délibérée d'un opérateur) ou limiter le temps de doublement à une valeur minimale, c'est-à-dire en mettant en place une alarme, puis en empêchant le retrait de la barre et, enfin, en mettant en œuvre l'arrêt automatique (arrêt d'urgence) par le biais du système de protection du réacteur lorsque le temps de doublement est inférieur à la valeur de consigne. On peut aussi examiner l'arrêt du réacteur avec plusieurs barres de commande. L'utilisation de plusieurs barres augmente la valeur de la réactivité négative, répartit de manière plus uniforme la matière absorbante dans le cœur et améliore la sûreté dans la mesure où la probabilité du coincement de plusieurs barres est très faible. Le fait d'envisager une marge d'arrêt alors qu'une barre de commande est coincée est une manière de s'assurer que le réacteur peut être mis à l'arrêt en toute sûreté dans une condition incidentelle de ce type et de démontrer la conformité du système d'arrêt au critère de défaillance unique.

8.6.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

Les procédures habituelles d'exploitation du réacteur sont appliquées pour atteindre un état critique qui servira à déterminer l'excédent de réactivité et la marge d'arrêt.

Du point de vue de la radioprotection, cet exercice n'entraîne pas de risque supplémentaire par rapport au fonctionnement normal du réacteur.

8.6.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : principe du réacteur ; définition de la réactivité du cœur ; accident de criticité ; fonction, valeur et courbe d'étalonnage d'une barre de commande, limitation de la réactivité par rapport à l'utilisation sûre du réacteur, problèmes de sûreté liés à l'arrêt du réacteur ;
- b) Schéma du cœur avec les barres de commande ;
- c) Définition de l'excédent de réactivité, de la marge d'arrêt et de la marge d'arrêt avec une barre de commande coincée ;
- d) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche, notamment les informations sur la méthodologie d'établissement de l'excédent de réactivité et des marges d'arrêt ;
- e) Valeur des barres de commande qui sont totalement extraites ou insérées, courbes d'étalonnage des barres en position intermédiaire de criticité ;
- f) Lorsque les effets de rétroaction doivent être pris en compte, il faudrait, pour déterminer les marges d'arrêt, connaître les valeurs des coefficients de réactivité et les changements des paramètres du réacteur, tels que la température.

8.6.6. Questions aux étudiants

La série de questions ci-après peut permettre de procéder à une première évaluation de l'impact de l'expérience :

- 1) Fournir une définition de l'excédent de réactivité et de la marge d'arrêt.
- 2) Pourquoi est-il important de limiter l'excédent de réactivité ? Quel type d'accident grave pourrait résulter de l'insertion d'une forte réactivité ?
- 3) Pourquoi est-il important que la valeur de la marge d'arrêt soit élevée ? Qu'est-ce que cela garantit ?
- 4) Quel intérêt y a-t-il à utiliser plusieurs barres de commande pour arrêter le réacteur ? Quel paramètre pratique est associé à ce concept ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices concernant le contrôle de la réactivité, on se reportera à la bibliographie.

9. DYNAMIQUE DU RÉACTEUR

9.1. CONTEXTE

Les exercices consacrés à la cinétique des réacteurs décrits dans la section 8 ne sont valides que pour les réacteurs de puissance nulle. En d'autres termes, le réacteur ne présente pas d'effets de rétroaction importants, c'est-à-dire que les paramètres du réacteur, tels que la température, la pression et le taux de combustion, sont constants ou n'influent pas sur la réactivité.

Les réacteurs de recherche sont d'excellents outils pour étudier les coefficients de rétroaction et de réactivité d'un réacteur. Les réacteurs de recherche fonctionnant à faible puissance se prêtent bien à la réalisation de ces exercices car, dans la plupart des cas, ces derniers peuvent utiliser le matériel standard du réacteur ou ne nécessitent qu'un matériel expérimental simple mais spécifique.

En matière de rétroaction, les exercices qui sont réalisés pour les étudiants portent habituellement sur l'étude des coefficients de température de réactivité et des coefficients de vide de réactivité¹⁸.

9.2. THÉORIE

Dans la plupart des réacteurs de recherche et tous les réacteurs de puissance, en fonctionnement normal, les paramètres du cœur varient, ce qui modifie les propriétés de celui-ci et, en conséquence, influe sur la réactivité. On définit divers coefficients de réactivité pour faciliter la compréhension de ces variations et simplifier la modélisation des processus dynamiques et transitoires. Ces coefficients sont définis comme suit :

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

où

a_x^y : coefficient de réactivité

ρ : réactivité

x : paramètre du réacteur, p. ex. température, puissance

y : partie spécifique du cœur, p. ex. combustible ou modérateur

Si on utilise la définition de la réactivité¹⁹, l'équation (44) peut être reformulée comme suit :

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

¹⁸ Les expériences sur les coefficients de réactivité de puissance et l'empoisonnement au xénon sont décrites dans la section 9.2.

¹⁹ La réactivité est définie dans la section 8.2.

Habituellement, le k_{eff} est proche de 1 et, de ce fait, l'équation (45) peut être formulée approximativement comme suit :

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

Les coefficients de réactivité les plus importants sont le coefficient de température du combustible, le coefficient de température du modérateur, le coefficient de vide et le coefficient de puissance. Dans les réacteurs de recherche de faible puissance, où la puissance du réacteur est très basse et le taux de combustion est négligeable, le coefficient de puissance est également négligeable et seuls les coefficients de température et de vide sont importants.

Les variations des paramètres du cœur font directement varier la réactivité ; le coefficient de réactivité tient donc lieu de rétroaction. L'exigence de base à remplir pour que le réacteur fonctionne en toute sûreté est sa stabilité dynamique, et une rétroaction négative du système est l'une des conditions de cette stabilité. Il s'ensuit que la combinaison des coefficients de réactivité doit être négative pour faire du réacteur un système stable.

9.2.1. Coefficient de réactivité de la température du combustible

On peut définir le coefficient de réactivité de la température du combustible à l'aide de l'équation (44) et de l'équation (46) :

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

où

a_T^F : coefficient de réactivité de la température du combustible

ρ : réactivité

k_{eff} : facteur de multiplication effectif

T : température du combustible

Le coefficient de réactivité de la température du combustible est basé sur l'effet Doppler, à savoir l'élargissement de la section efficace de résonance. L'augmentation de la température du combustible dans le réacteur élargit cette section efficace et, de ce fait, réduit le facteur antitrappe. L'effet Doppler dépend de l'enrichissement du combustible, c'est-à-dire du rapport $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$, car on constate également un effet d'élargissement similaire dans ^{235}U . Pour la majorité des réacteurs de recherche et tous les réacteurs de puissance, cet effet est négatif, de même que le coefficient de réactivité de la température du combustible. Pour le combustible hautement enrichi utilisé dans certains réacteurs de recherche, l'effet Doppler est positif et le coefficient de réactivité de la température du combustible l'est également.

9.2.2. Coefficient de réactivité de la température du modérateur

On peut définir le coefficient de réactivité de la température du modérateur à l'aide de l'équation (43) et de l'équation (46), comme suit :

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

où

a_r^M : coefficient de réactivité de la température du modérateur

ρ : réactivité

k_{eff} : facteur de multiplication effectif

T : température du modérateur

Le coefficient de température du modérateur pourrait être positif ou négatif et dépend du rapport modérateur-combustible²⁰. Si le rapport est inférieur à la 'valeur optimale', le cœur est 'sous-modéré' et le coefficient est négatif. Dans ce cas, la diminution de la densité du modérateur fera principalement baisser la modulation dans le cœur, entraînant une baisse de réactivité (effet négatif sur la réactivité). Si le rapport est supérieur à la « valeur optimale », le cœur est « surmodéré » ou « surabsorbé » et le coefficient est positif. Dans ce cas, la diminution de la densité du modérateur fera principalement baisser l'absorption des neutrons dans le cœur. D'où une augmentation de la réactivité (effet positif sur la réactivité). Ces deux effets sont représentés dans la figure 14.

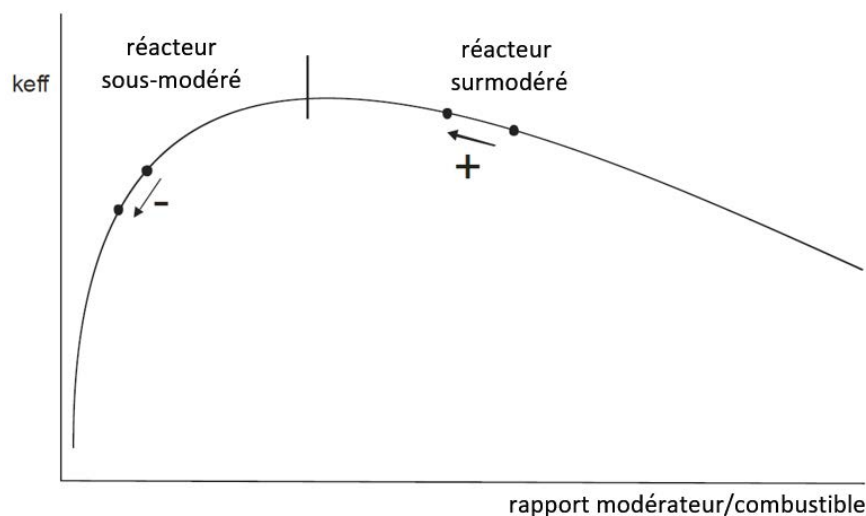


FIG. 14. Rapport modérateur-combustible dans un réacteur. {repris de [16] avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)}

Une explication plus détaillée de la figure 14 est fournie par la figure 15, qui montre un modèle homogène simplifié du réacteur VR-1.

²⁰ On l'appelle également rapport eau-uranium dans les réacteurs à eau ordinaire.

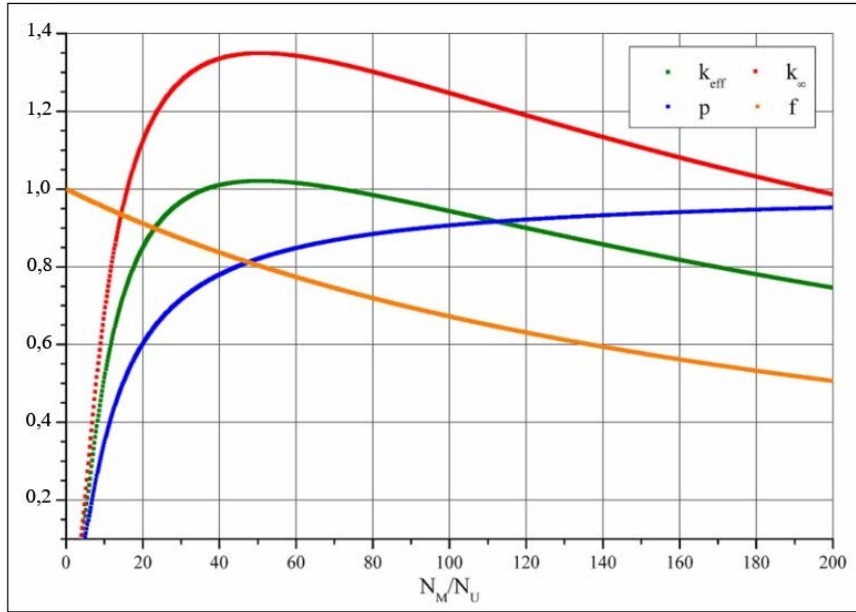


FIG. 15. Réacteur à rapport modérateur-combustible. {repris de [16] avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)}

Les quatre facteurs de k_{∞} , ainsi que le k_{eff} , ont été calculés pour différents rapports modérateur-combustible, c'est-à-dire N_M/N_U , où N_M est le nombre d'atomes du modérateur et N_U est le nombre d'atomes d'uranium. Le ratio modérateur-combustible n'influe que légèrement sur le facteur de fission rapide ε et le facteur de fission thermique η , mais le facteur d'utilisation thermique f et le facteur antitrappe p en dépendent fortement. Si la quantité de modérateur dans le cœur augmente (c'est-à-dire si N_M/N_U augmente), les fuites de neutrons diminuent. L'absorption de neutrons dans le modérateur augmente et fait reculer le facteur d'utilisation thermique f . L'insuffisance du modérateur dans le cœur (c'est-à-dire que N_M/N_U diminue) augmente le temps de ralentissement et entraîne une perte plus importante de neutrons par l'absorption par résonance p , ce qui augmente également les fuites de neutrons. Étant donné qu'il influe sur le facteur d'utilisation thermique et le facteur antitrappe, le rapport modérateur-combustible influe également sur k_{∞} et k_{eff} . Comme le montre la figure 14, il existe un point optimal au-dessus duquel l'augmentation du rapport modérateur-combustible diminue k_{eff} du fait de la dominance de la diminution du facteur d'utilisation thermique. Au-dessous de ce point, une diminution de ce rapport diminue k_{eff} en raison de la dominance de l'augmentation de l'absorption par résonance dans le combustible.

9.2.3. Coefficient de vide de réactivité

On peut définir le coefficient de vide de réactivité à l'aide de l'équation (44) et de l'équation (46), comme suit :

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

où

a_V^M : coefficient de vide de réactivité
 ρ : réactivité
 k_{eff} : facteur de multiplication effectif
 V : taux de vide.

Le coefficient de vide de réactivité est habituellement défini pour les réacteurs qui, comme les réacteurs de recherche et les réacteurs des centrales nucléaires, utilisent un modérateur ou un caloporteur liquide. Ce coefficient est très important dans le cas de tous les réacteurs à eau ordinaire, dans le cœur desquels la vapeur crée des vides. Ce faisant, elle déplace une certaine quantité de modérateur hors du cœur, ce qui influe sur la réactivité. Le coefficient de vide de réactivité agit de la même manière que le coefficient de température du modérateur et son comportement est analogue à celui de ce dernier coefficient. Si le réacteur est sous-modéré, le coefficient de vide de réactivité est négatif, et dans le cas d'un réacteur surmodéré, il est positif. On peut utiliser les figures 14 et 15 pour expliquer la nature d'un coefficient de vide de réactivité de la même manière que pour un coefficient de température du modérateur. Le coefficient de vide de réactivité est utilisé dans le cas où le modérateur ou caloporteur passe de l'état liquide à l'état gazeux, c'est-à-dire en cas d'ébullition dans le cœur²¹.

9.2.4. Contre-réaction de réactivité à long terme

La contre-réaction de réactivité à long terme est liée au coefficient de réactivité de puissance qui peut être défini de la même façon que les coefficients de température et de vide de réactivité :

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

où

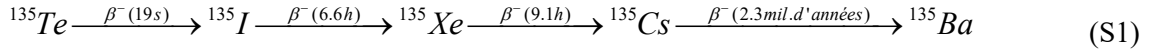
a_P : coefficient de réactivité de puissance
 ρ : réactivité
 k_{eff} : facteur de multiplication effectif
 P : puissance du réacteur

Le coefficient de réactivité de puissance est étroitement lié aux deux effets de température, car à une augmentation de puissance du réacteur correspond habituellement une augmentation de la température du combustible et de celle du modérateur.

L'empoisonnement au xénon est causé par la très forte absorption de neutrons thermiques par le ^{135}Xe ²². Plus de 95 % du ^{135}Xe sont issus de la décroissance radioactive de l' ^{135}I produit par la fission de l' ^{235}U selon la chaîne de désintégration du schéma (S1). De plus, environ 5 % du ^{135}Xe proviennent directement de la fission de l' ^{235}U . Le ^{135}Xe peut disparaître du cœur par la capture de neutrons ou par la décroissance radioactive selon le schéma (S1) :

²¹ Les termes de « coefficient de vapeur de réactivité » ou de « coefficient de bulles de réactivité » sont utilisés dans certaines des sources indiquées dans la bibliographie.

²² L'absorption de neutrons thermiques dans un seul noyau de xénon est égale à l'absorption de neutrons thermiques dans environ 5 000 noyaux de ^{235}U .



La concentration d' ${}^{135}\text{I}$ et de ${}^{135}\text{Xe}$ peut être facilement exprimée par les équations suivantes :

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

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

où

$N_I(t), N_{xe}(t)$: concentration d' ${}^{135}\text{I}$ ou de ${}^{135}\text{Xe}$

λ_I, λ_{xe} : constante de désintégration d' ${}^{135}\text{I}$ ou de ${}^{135}\text{Xe}$

y_I, y_{xe} : rendement de fission d' ${}^{135}\text{I}$ ou de ${}^{135}\text{Xe}$

σ_I, σ_{xe} : section efficace d'absorption microscopique d' ${}^{135}\text{I}$ ou de ${}^{135}\text{Xe}$

Σ_f : section efficace de fission macroscopique

$\phi(t)$: flux neutronique

Vu le faible rendement de fission de ${}^{135}\text{Xe}$ par rapport au rendement de fission d' ${}^{135}\text{I}$ (environ 5 % seulement), l'origine directe de ${}^{135}\text{Xe}$ est souvent négligée et l'équation (52) peut être formulée comme suit :

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

En procédant à la solution analytique de l'équation (51) et de l'équation (53) pour un flux de neutrons en régime permanent $\phi(t) = f = \text{constante}$, nous obtenons :

$$N_I(t) = \left[N_I^0 + y_I \Sigma_f \phi \frac{1}{\lambda_I} (e^{\lambda_I t} - 1) \right] e^{-\lambda_I t} \quad (54)$$

$$N_{xe}(t) = (\lambda_I N_I^0 - y_I \Sigma_f \phi) (e^{-\lambda_I t} - e^{-(\sigma_{xe} \phi + \lambda_{xe}) t}) \left(\frac{1}{\sigma_{xe} \phi + \lambda_{xe} - \lambda_I} \right) + \left(N_{xe}^0 + \frac{y_I \Sigma_f \phi}{\sigma_{xe} \phi + \lambda_{xe}} \right) e^{-(\sigma_{xe} \phi + \lambda_{xe}) t} + \frac{y_I \Sigma_f \phi}{\sigma_{xe} \phi + \lambda_{xe}} \quad (55)$$

L'équilibre entre le xénon et l'iode est atteint lorsqu'un flux de neutrons est dans un état stable pendant suffisamment de temps, c'est-à-dire $t \rightarrow \infty$, et l'équation (54) et l'équation (55) peuvent être formulées d'une façon plus simple :

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

Après l'arrêt du réacteur, l'absorption par le ${}^{135}\text{Xe}$ baisse considérablement et ce dernier continue d'être produit par le précurseur ${}^{135}\text{I}$. Le pic d'empoisonnement au xénon est créé comme indiqué dans la figure 16.

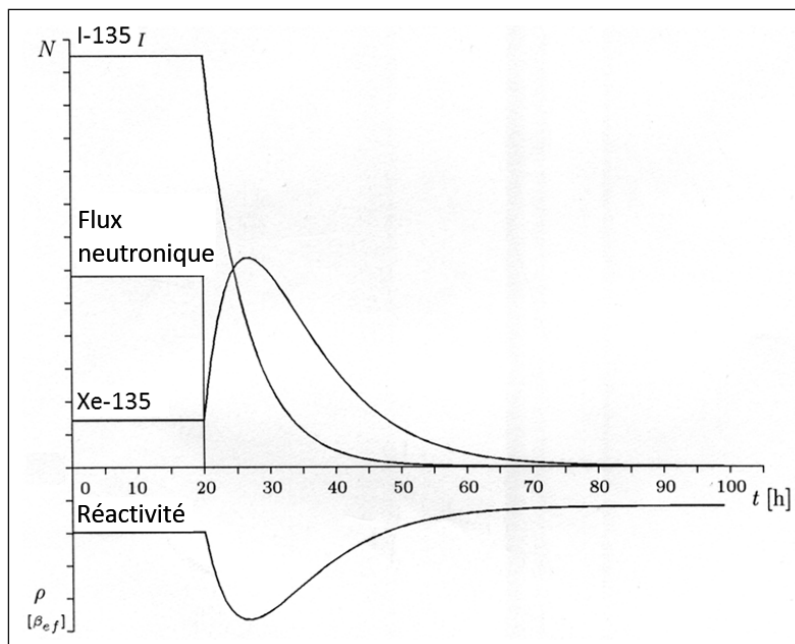
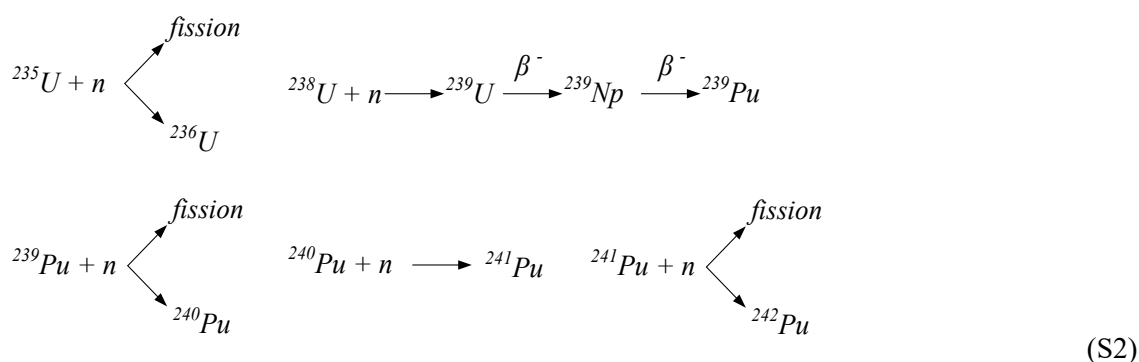


FIG. 16. Le pic d’empoisonnement au xénon après l’arrêt du réacteur. [reproduit avec l’aimable autorisation de l’Université technique tchèque de Prague (République tchèque)]

Lorsqu’un réacteur de recherche d’une puissance suffisante est analysé dans une perspective à long terme (quelques semaines, mois ou années), le taux de combustion, c’est-à-dire la diminution du combustible nucléaire, dans le cœur du réacteur peut être observé. L’effet mesurable du taux de combustion dépend de la puissance du réacteur et du moment auquel ce taux est analysé. Dans le cas d’un faible taux de combustion dans le cœur du réacteur, on peut décrire l’effet en question par le biais des processus de base tels qu’ils apparaissent dans le schéma (S2).



La concentration de ${}^{238}\text{U}$ dans le cœur (avec du combustible faiblement enrichi) est plus élevée que celle de ${}^{235}\text{U}$. Dans le cas d’un faible taux de combustion²³, dans la première hypothèse, on constate que la concentration de ${}^{238}\text{U}$ est constante. Le seul processus pertinent lié à ${}^{238}\text{U}$ est la production de ${}^{239}\text{Pu}$ par absorption par résonance. On peut négliger l’absorption concernant ${}^{236}\text{U}$, ${}^{239}\text{U}$, le ${}^{239}\text{Np}$ en raison des très faibles sections efficaces d’absorption de ces isotopes. La période de ${}^{235}\text{U}$, de ${}^{238}\text{U}$, du ${}^{239}\text{Pu}$, du ${}^{240}\text{Pu}$ et du ${}^{241}\text{Pu}$, qui dépasse quelques semaines

²³ Par rapport aux centrales nucléaires.

ou mois, peut également être négligée. Du fait d'un faible taux de combustion, on peut supposer que le ^{242}Pu est le dernier isotope qui puisse être produit, et le faible rendement de neutrons produits par la fission du ^{241}Pu fait que sa contribution à la production de ^{239}Pu peut également être négligée. Sur la base de ces hypothèses, on peut formuler le système d'équations (57) ci-après, qui décrit le modèle simplifié de la combustion dans le cœur des réacteurs de recherche :

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

où

| | |
|--|---|
| $\varphi(t)$: | flux de neutrons |
| $N_5(t), N_8(t), N_9(t), N_0(t), N_1(t), N_2(t)$: | concentrations d' ^{235}U , d' ^{238}U , de ^{239}Pu , de ^{240}Pu , de ^{241}Pu et de ^{242}Pu |
| σ_5^f et σ_9^f : | section efficace de fission de l' ^{235}U et du ^{239}Pu |
| $\sigma_8, \sigma_9, \sigma_0, \sigma_1$: | section efficace d'absorption macroscopique de l' ^{238}U , du ^{239}Pu , du ^{240}Pu et du ^{241}Pu |
| ν_5 and ν_9 : | nombre de neutrons produits par fission d' ^{235}U et de ^{239}Pu |
| ε : | facteur de fission rapide |
| p : | facteur antitrappe |

Le temps t de l'équation (57) peut être remplacé par un nouveau paramètre appelé temps effectif z qui est plus approprié pour décrire les changements du combustible car il tient également compte du flux de neutrons, c'est-à-dire de la puissance du réacteur (pendant la même période, le combustible brûle davantage dans un réacteur de plus forte puissance). Le temps effectif z défini dans l'équation (58) est très proche du paramètre de combustible appelé taux de combustion B , mais ce dernier est un paramètre plus complexe qui doit comprendre un plus grand nombre d'effets.

$$dz = \varphi(t)dt \tag{58}$$

L'équation (57) peut être résolue analytiquement ou numériquement à l'aide de l'équation (58). La solution analytique concernant l' ^{235}U et le ^{239}Pu est indiquée dans l'équation (59), où les constantes C_1, C_2, C_3 et C_4 sont indiquées dans l'équation (60) :

$$\begin{aligned}
 N_5(z) &= C_1 N_5^0 e^{-z} \\
 N_9(z) &= C_3 (1 - e^{-C_2 z}) N_8^0 + C_4 (e^{-z} - e^{-C_2 z}) N_5^0
 \end{aligned} \tag{59}$$

$$C_1 = \sigma_5; \quad C_2 = \frac{\sigma_9}{\sigma_5} - \varepsilon(1-p)\nu_9 \frac{\sigma_9^f}{\sigma_5}; \quad C_3 = \frac{\sigma_8}{\sigma_5 C_2}; \quad C_4 = \frac{\varepsilon(1-p)\nu_5 \frac{\sigma_5^f}{\sigma_5}}{C_2 - 1} \tag{60}$$

9.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Les exercices présentés dans les sections suivantes relèvent du groupe des exercices de physique des réacteurs. Les objectifs d'apprentissage, les informations sur le type d'étudiants et le niveau des exercices sont les mêmes que ceux que décrit la section 6.3.

9.3.1. Exercices sur la dynamique des réacteurs

Aucune instrumentation expérimentale particulière n'est habituellement nécessaire pour réaliser les exercices consacrés au coefficient de réactivité de la température pour les réacteurs de recherche d'une puissance généralement supérieure à 50 kW. Un réacteur de recherche et son matériel et son instrumentation standard (notamment pour la mesure de la température de l'eau) sont suffisants. Des informations supplémentaires sur la température de l'eau au niveau d'une plaque de combustible et sur la température du combustible permettraient d'étudier l'effet d'une façon plus détaillée.

Pour les exercices sur le coefficient de vide de réactivité, il faut habituellement que le réacteur présente des caractéristiques ou soit doté d'une instrumentation expérimentale particulières pour que l'on puisse introduire un taux de vide dans le caloporteur ou le modérateur du cœur.

Avant d'étudier la dynamique des réacteurs et les effets de rétroaction, les étudiants devraient se familiariser avec la cinétique du réacteur, c'est-à-dire en l'absence de rétroaction. Les connaissances de base nécessaires pour cet exercice sont indiquées dans la section 9.2. Il s'agit notamment de connaître les différents effets qui modifient la réactivité du cœur (Doppler, variation de la densité du modérateur et effet de vide), y compris leur origine et leur impact sur la réactivité : augmentation ou diminution, cinétique du phénomène, ordre de grandeur de la variation de réactivité associée au coefficient de température. Il faut disposer de la courbe d'étalonnage des barres de commande pour déterminer les variations de réactivité du cœur.

Ces exercices conviennent aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Ils s'adressent aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire et à ceux qui se spécialisent dans différentes branches de l'ingénierie. Ces exercices peuvent habituellement être réalisés à un niveau intermédiaire ou avancé.

Pour le niveau intermédiaire, l'effet de la rétroaction de la température global (Doppler + variation de la densité du modérateur) peut être observé et le coefficient de réactivité correspondant peut être estimé. On peut aussi mettre en évidence et examiner la variation dépendante du temps de la réactivité du cœur, qui est instantanée pour l'effet Doppler, mais présente un temps de latence en ce qui concerne l'effet de densité. On peut montrer l'autostabilisation de la puissance du réacteur par l'effet de température. On peut également observer et examiner l'effet de vide, qui peut être reproduit par l'injection de bulles de gaz depuis la partie inférieure du cœur ou l'introduction d'aiguilles en aluminium transparentes aux neutrons par rapport à l'eau. Enfin, on peut analyser les problèmes de sûreté liés à ces effets. Un exercice de ce type dure généralement entre deux et trois heures.

Pour le niveau avancé, des exercices et études supplémentaires peuvent être réalisés. La mesure de la température dépendante du temps du combustible et de l'eau peut permettre de déterminer chaque coefficient de réactivité. On peut approfondir l'analyse des effets sur la réactivité et analyser les problèmes de sûreté qui s'y rapportent, notamment les conditions incidentelles dans lesquelles la réactivité du cœur peut augmenter (si, par exemple, la température de l'eau

diminue suite à l'injection d'eau froide). En fonction du contenu, l'exercice pourrait nécessiter entre une et trois heures supplémentaires.

9.3.2. Exercices sur la contre-réaction de réactivité à long terme

Pour réaliser des études sur la contre-réaction de réactivité du cœur à long terme, il ne faut habituellement disposer d'aucune instrumentation particulière ; seuls le réacteur de recherche lui-même et sa technologie standard, ainsi qu'un système de détection de neutrons approprié, sont nécessaires. On peut étudier l'effet du xénon sur un réacteur en fonctionnement, mais, à la différence des autres exercices de physique des réacteurs, cette étude demande beaucoup plus de temps (en général entre 30 et 100 heures), ce qui permet difficilement de l'intégrer en temps réel dans un programme de formation. On compte plutôt fournir aux étudiants des données enregistrées pour leur faire comprendre l'effet d'empoisonnement au xénon. Cet exercice peut être réalisé à l'aide de réacteurs de recherche d'une puissance supérieure à 100 kW, dans lesquels l'effet du xénon est mesurable. L'étude du taux de combustion nécessite un réacteur de recherche d'une puissance minimale de 1 MW, mais des niveaux de puissance de 5 à 10 MW conviennent mieux. Là encore, cet exercice demande du temps, et on peut utiliser des données précédemment enregistrées.

Avant d'étudier les effets à long terme sur la réactivité, les étudiants devraient avoir acquis les connaissances de base dont il est question dans la section 9.2. Elles englobent : 1) la connaissance des processus de production et d'enlèvement du xénon, ainsi que de leur cinétique, 2) la connaissance des processus de fission et de capture qui contrôlent les concentrations d' ^{235}U , d' ^{238}U , de ^{239}Pu et de ^{241}Pu , ainsi que de leur cinétique. Elles doivent être complétées par la connaissance des problèmes de sûreté liés à la variation de la concentration du xénon (notamment la définition du « pic xénon ») qui influe fortement sur la réactivité du cœur.

L'objectif d'apprentissage de l'exercice consiste à faire comprendre les effets à long terme au niveau du réacteur. L'empoisonnement du cœur a des incidences sur le fonctionnement et la sûreté du réacteur lorsque des modifications rapides de la puissance sont appliquées. Dans le cas des réacteurs de forte puissance, le taux de combustion est compensé par les barres de commande et limite la vie du combustible et la durée du cycle du réacteur.

Cet exercice convient aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Il s'adresse aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire et à ceux qui se spécialisent dans différentes branches de l'ingénierie. Le niveau de l'exercice peut être ajusté en fonction des connaissances de l'étudiant et des objectifs pédagogiques. La contre-réaction de réactivité à long terme est habituellement étudiée aux niveaux intermédiaire et avancé.

Pour le niveau intermédiaire, il est proposé d'étudier la variation de réactivité liée à l'empoisonnement au xénon, étude qui peut être complétée par l'analyse des problèmes de sûreté liés au redémarrage du réacteur après une mise à l'arrêt. La réalisation complète d'un exercice impose de faire fonctionner le réacteur pendant quelques dizaines d'heures afin de mettre en évidence l'accumulation de poison. Toutefois, on peut consacrer trois à six heures à cet exercice en utilisant des données enregistrées et une application logicielle complémentaire.

Pour le niveau avancé, on peut ajouter à cet exercice l'étude de la variation de réactivité liée au taux de combustion. Cet exercice peut être réalisé sur des réacteurs de forte puissance exploités selon des cycles de quelques semaines. Il est conseillé d'utiliser les données enregistrées et de les analyser en fonction des calculs concernant le cœur effectués à l'aide d'un code référencé.

L'illustration de l'effet peut être montrée et examinée en deux ou trois heures. Un micro-projet à l'intention des étudiants peut servir à étudier en détail les calculs concernant le cœur.

9.4. EXERCICES SUR LA DYNAMIQUE DES RÉACTEURS

9.4.1. Objectif

L'objectif d'apprentissage des exercices consiste à faire comprendre le comportement des réacteurs de recherche à des niveaux de puissance plus élevés, c'est-à-dire avec rétroaction, afin de favoriser leur sûreté d'exploitation. La présente directive décrit des exercices liés à l'effet de température et à l'effet de vide. La base théorique est exposée dans la section 9.2.

Les effets de température sont l'effet Doppler se produisant dans le combustible et l'effet de la variation de la densité de l'eau. On peut étudier les deux effets lorsque la puissance du réacteur est portée au-dessus de quelques dizaines de kW. L'effet de vide peut être reproduit par l'injection de petites bulles de gaz argon depuis la partie inférieure du cœur ou l'introduction dans le cœur d'échantillons d'aluminium en remplacement du modérateur. Dans les deux cas, la rétroaction entraînera une variation de réactivité. Celle-ci peut être calculée en modifiant la position de la barre de pilotage utilisée pour maintenir le réacteur dans l'état critique. On utilise ensuite la courbe d'étalonnage de cette barre pour évaluer la variation de réactivité en fonction de la variation de sa position.

9.4.2. Matériel et conditions

Pour étudier l'effet de température et l'effet de vide, il faut que le réacteur soit initialement dans un état où aucune rétroaction n'est observée, c'est-à-dire, habituellement, qu'il fonctionne à faible puissance. Cet état initial servira d'état de référence pour l'étude de la variation de réactivité. On réalise ensuite l'exercice en modifiant l'état du réacteur et en étudiant la variation de réactivité qui s'ensuit.

Aucune instrumentation expérimentale particulière n'est nécessaire pour les exercices sur le coefficient de température menés dans des réacteurs de recherche fonctionnant à une puissance supérieure à quelques dizaines de kW. Le suivi du changement de la position critique d'une barre de pilotage renseignera sur la variation de réactivité. Des capteurs servant à mesurer la température de l'eau et/ou du combustible peuvent fournir des informations supplémentaires et permettraient d'étudier avec précision l'effet Doppler et l'effet de la variation de la densité du modérateur.

Dans le cas d'un réacteur de recherche de faible puissance (celle-ci étant habituellement inférieure à quelques dizaines de kW) pour lequel l'effet de température est limité, il est possible de modifier artificiellement la température du caloporteur et, de ce fait, celle du modérateur et du combustible. Par exemple, on peut utiliser un réservoir à eau équipé d'un réchauffeur pour élever la température de l'eau qui sera ensuite injectée directement dans le cœur à travers la boucle du circuit caloporteur primaire ou, le cas échéant, une boucle spécifique.

Pour réaliser l'exercice sur l'effet de vide, le réacteur devrait être équipé de dispositifs particuliers. Pour simuler l'effet de vide, on peut injecter des bulles de gaz depuis la partie inférieure du cœur. On peut modifier le débit du gaz à l'aide d'une vanne de réglage. On peut aussi reproduire l'effet de vide en insérant de petits dispositifs en aluminium (des aiguilles, par exemple) dans le cœur. Le remplacement du volume d'eau correspondant par de l'aluminium, dont la section efficace d'absorption des neutrons est plus faible et qui est un modérateur

beaucoup moins efficace que l'eau, équivaut à réduire le même volume de modérateur que le vide.

9.4.3. Méthodologie

9.4.3.1. Effet de température

Dans cet exercice, on obtient pour le réacteur un état critique de référence à faible puissance. On modifie ensuite la température du cœur en portant la puissance du réacteur à un niveau indiquant un effet de la rétroaction de la température important, c'est-à-dire à un niveau habituellement supérieur à quelques dizaines de kW.

Au départ, la puissance du réacteur est portée d'un niveau faible à un niveau stabilisé par le mode automatique de commande de la puissance. La température augmentera, et l'on pourra suivre le comportement du réacteur lié à l'effet de température. Dans la plupart des cas, il est possible de distinguer les deux principaux effets de température, à savoir l'effet Doppler se produisant dans le combustible et l'effet de la variation de la densité de l'eau. Les deux effets contribuent à abaisser la réactivité lorsque la température augmente (pour des raisons de sûreté, le réacteur est sous-modéré).

La figure 17 donne un exemple de modification des valeurs des paramètres du réacteur (puissance, température de l'eau et position de la barre de pilotage) pendant un exercice sur l'effet de température réalisé alors que le réacteur fonctionne en convection naturelle, c'est-à-dire sans refroidissement par convection forcée, afin d'atteindre des valeurs de température plus élevées.

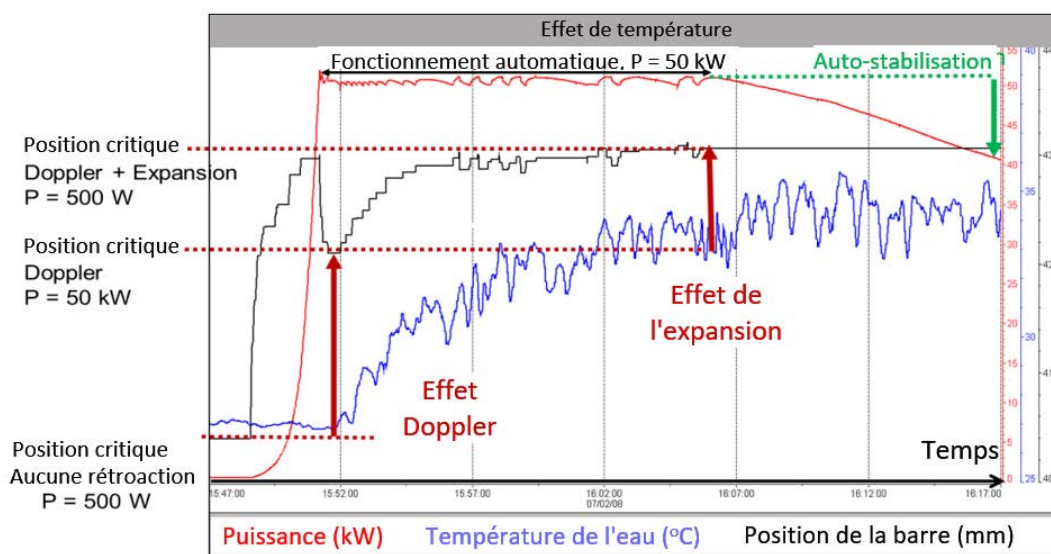


FIG. 17. Exemple d'une courbe obtenue pour l'étude de l'effet de température. [avec l'aimable autorisation de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires, CEA Paris-Saclay (France)]

Dans l'exemple illustré dans la figure 17, la puissance du réacteur est portée de 500 W à 50 kW. Lorsque la puissance du réacteur atteint 50 kW, la température de l'eau n'a pas encore augmenté et la position critique de la barre de commande est passée de 405 à 423 mm. Cela correspond à une variation de réactivité d'environ 120 pcm (d'après la courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité de la barre de commande) qui peut être attribuée à l'effet Doppler. La puissance du

réacteur est alors maintenue constante à 50 kW par le système automatique de commande de puissance et la position critique de la barre de commande évolue parallèlement à la température de l'eau. Le pourcentage de la barre retiré compense la diminution de la réactivité du cœur attribuée à l'effet de l'expansion du modérateur (modification de la densité). Cet exercice montre que l'effet Doppler et l'effet de l'expansion du modérateur se produisent à différentes échelles de temps. L'effet Doppler est instantané car la température du combustible change dès que la puissance est augmentée. L'expansion de l'eau prend du temps car elle résulte de l'augmentation de sa température par échange de chaleur entre le combustible et l'eau et parce que le volume d'eau est beaucoup plus important que celui du combustible.

On peut observer l'établissement de la convection naturelle au bout d'un certain temps à l'aide d'une caméra installée dans la piscine et orientée sur la partie supérieure du cœur.

L'effet Doppler et l'effet de l'expansion du modérateur représentent tous deux une contribution négative à la réactivité. Ainsi, le coefficient de température global est négatif, c'est-à-dire que le réacteur est sous-moderé. Les valeurs enregistrées de la position critique de la barre de commande à 500 W et à 50 kW et de la modification de cette position peuvent être utilisées pour déterminer le coefficient de température global. Dans l'exemple ci-dessus, le coefficient de température global est égal à $-17 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$.

Cet exercice montre également l'autostabilisation du réacteur au passage de la commande automatique à la commande manuelle (à $t = 16:02:30$). La puissance du réacteur décroît d'elle-même du fait de l'augmentation continue de la température de l'eau.

Si le réacteur est équipé de capteurs mesurant la température du combustible et celle de l'eau, un exercice de ce type peut permettre de déterminer les coefficients de réactivité du combustible et de l'eau.

En outre, il peut mettre en évidence les problèmes de sûreté liés à l'effet de la rétroaction de la température. D'un côté, il importe de concevoir un réacteur sous-moderé qui, en fonctionnement normal, affiche un coefficient de réactivité négatif. Cela garantit l'autostabilisation du réacteur observée dans la figure 17. D'un autre côté, une condition incidentelle peut se produire si la température de l'eau baisse. De fait, dans l'exemple susmentionné, une baisse de 20 degrés de cette température augmenterait la réactivité de 340 pcm. Cela entraînerait une augmentation rapide de la puissance (avec un temps de doublement habituellement inférieur à 3 s) qui provoquerait l'arrêt automatique du réacteur. À titre d'exemple concret de la conception du système de protection des réacteurs de recherche, dans le cadre de cet exercice et si les LCE du réacteur le permettent, le passage du réacteur de la convection naturelle à la convection forcée déclencherait automatiquement son système d'arrêt par le jeu de son système de protection afin de bloquer toute augmentation de réactivité incontrôlée.

9.4.3.2. Effet de vide

L'effet de vide est étudié à faible puissance sans perturbation causée par les autres effets de rétroaction, tels que l'effet de température. D'un point de vue pratique, cet exercice devrait être réalisé après que le réacteur est resté à l'arrêt pendant une période suffisante, afin de garantir qu'il ne subsiste dans le cœur aucun autre effet de rétroaction ayant marqué l'utilisation précédente du réacteur. Au début de l'exercice, le réacteur est maintenu dans un état critique. La position de la barre de pilotage est enregistrée, z_{ref} .

L'injection de bulles de gaz ou le remplacement de l'eau par des dispositifs en aluminium peut être utilisé pour reproduire l'augmentation du vide. En partant de l'état initial en l'absence d'effet de la rétroaction du vide, on peut augmenter progressivement la quantité de vide en modifiant le débit du gaz ou le nombre de dispositifs en aluminium.

Pendant cet exercice, on peut maintenir le réacteur dans un état critique tandis que l'on modifie le paramètre, c'est-à-dire le taux de vide introduit dans le cœur, et que l'on utilise la barre de pilotage pour compenser la variation de réactivité. On peut le faire alors que le réacteur fonctionne en mode automatique en modifiant lentement son paramètre si cela n'entraîne pas de risques liés à la sûreté et si les LCE autorisent cette opération. À cette fin, les variations de réactivité devraient ordinairement être limitées à moins de 100 pcm. On pourra ainsi limiter à des valeurs raisonnables (>40 s) le temps de doublement correspondant si, pour une raison quelconque, la variation de réactivité n'était pas compensée automatiquement ou manuellement ou si la réactivité était augmentée soudainement (par exemple si le système manque de gaz).

La position critique de la barre de pilotage z_i , est enregistrée pour chaque état critique i . La courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité de la barre de pilotage et la position critique z_i permettent de déterminer la variation de réactivité dans le cœur $\Delta\rho$. Un tableau analogue au tableau 9 peut être rempli au cours de l'exercice.

TABLEAU 9. POSITION CRITIQUE DE LA BARRE DE PILOTAGE z_i ET VARIATION DE RÉACTIVITÉ $\Delta\rho_i$ PAR ÉTAT DU RÉACTEUR

| État | Position de la barre de pilotage | Variation de réactivité |
|-----------|----------------------------------|-------------------------|
| Référence | z_{ref} | 0 |
| État 1 | z_1 | $\Delta\rho_1$ |
| État 2 | z_2 | $\Delta\rho_2$ |
| État i | z_i | $\Delta\rho_i$ |

On peut reporter dans un graphique la variation de réactivité en fonction du débit de gaz ou du nombre de dispositifs en aluminium insérés dans le cœur pour établir une tendance générale de la variation de réactivité dans le cœur par rapport à l'effet de vide : la réactivité décroît lorsque le taux de vide augmente.

Ce comportement, ainsi que les problèmes de sûreté liés à l'effet de vide lorsque le réacteur est sous-modéré, peuvent être examinés en lien avec la figure 14.

Il est généralement difficile d'établir la valeur exacte du coefficient de vide dans le cadre d'un exercice de ce type, car l'effet de vide n'est habituellement reproduit que dans une seule région du cœur.

9.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

On applique les procédures d'exploitation habituelles d'un réacteur fonctionnant à une puissance qui provoque un effet de température. Avant de réaliser les exercices, il importe de procéder à une analyse de sûreté pour s'assurer que la réactivité ne peut pas varier d'une façon incontrôlée dans les conditions aussi bien normales qu'incidentelles, ce qui entraînerait des

risques pour le fonctionnement du réacteur. Par exemple, dans un réacteur sous-modéré, toute augmentation soudaine de la température de l'eau devrait être évitée, c'est-à-dire qu'il ne faudrait pas autoriser le passage de la convection naturelle à la convection forcée pendant que le réacteur fonctionne. De plus, la variation de réactivité liée à l'effet de vide devrait être strictement limitée à des valeurs généralement non supérieures à 100 pcm, induisant des variations raisonnablement lentes de la densité neutronique (temps de doublement de l'ordre de 40 s).

Du point de vue de la radioprotection, cet exercice ne devrait pas entraîner un risque supplémentaire par rapport au fonctionnement normal du réacteur. Pour l'exercice sur le vide, il faudrait prendre en considération les risques découlant de l'activation du gaz injecté dans le cœur ou de la manipulation des dispositifs en aluminium activés.

9.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : cinétique et dynamique des réacteurs, facteur de modération, effet Doppler et effet de dilatation de l'eau, coefficient de température et coefficient de vide ;
- b) Schéma du cœur montrant le système d'injection de gaz ou d'insertion de dispositifs en aluminium mis en place ;
- c) Courbe d'étalonnage de la barre utilisée pour compenser les effets de rétroaction ;
- d) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche ;
- e) Papier graphique ou application logicielle pour tracer la courbe ;
- f) Informations et règles concernant spécifiquement l'expérience : règles relatives à la limitation de la variation de réactivité pour l'exercice sur le vide, par exemple.

9.4.6. Évaluation

La série de questions ci-après permet de procéder à une première évaluation de l'impact de l'exercice :

- 1) Quel est le premier effet de la rétroaction de la température produit en cas d'augmentation de la puissance du réacteur ? Dans quel composant du réacteur est-il produit ?
- 2) Lorsque la puissance est maintenue constante par le système automatique de contrôle de puissance, la réactivité décroît lentement avant d'atteindre un équilibre impliquant une nouvelle position critique différente de la barre de pilotage. À quel effet ce comportement est-il lié ? Pour quelle raison l'inertie du système atteint-elle une nouvelle valeur stable de réactivité ?
- 3) Les coefficients de température correspondants sont-ils négatifs ou positifs ? Que faut-il en conclure en ce qui concerne le facteur de modération du réacteur ? Cette situation est-elle satisfaisante du point de vue de la sûreté ?
- 4) Expliquer ce qui se passerait si le réacteur passait de la convection naturelle à la convection forcée après avoir atteint un équilibre thermique. Quel problème de sûreté ce passage pose-t-il ?
- 5) Du point de vue de la sûreté, quelle devrait être la valeur maximale de la variation de réactivité liée à l'effet de vide pendant l'expérience ? Pourquoi ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

9.5. EXERCICE SUR LA CONTRE-RÉACTION DE RÉACTIVITÉ À LONG TERME

9.5.1. Objectif

Comme indiqué dans la section 9.2, l'étude de la contre-réaction de réactivité à long terme est étroitement liée aux expériences de dynamique des réacteurs. L'empoisonnement au xénon (et à d'autres poisons) et le taux de combustion peuvent causer des effets à long terme.

Pour réaliser des exercices sur la contre-réaction de réactivité à long terme, le réacteur doit fonctionner à forte puissance (généralement supérieure à 100 kW) et pendant plus longtemps, à savoir des dizaines d'heures pour les poisons et plusieurs semaines pour le taux de combustion. La conduite d'un exercice de ce type nécessite donc une organisation spécifique ou l'utilisation de données enregistrées.

Cet exercice vise à caractériser la contre-réaction de réactivité à long terme liée au fonctionnement d'un réacteur à forte puissance. Il permet d'étudier la modification de l'état critique du réacteur, c'est-à-dire la position de la barre de contrôle, en fonction du temps. La variation de réactivité peut alors être analysée et liée à l'effet d'empoisonnement ou au taux de combustion. Enfin, on peut analyser les problèmes de sûreté liés à l'empoisonnement au xénon.

9.5.2. Matériel et conditions

La réalisation des études portant sur la contre-réaction de réactivité à long terme ne nécessite habituellement aucune instrumentation expérimentale particulière.

On peut étudier l'influence du xénon sur la réactivité du cœur à l'aide de réacteurs de recherche d'une puissance supérieure à quelques centaines de kW. À la différence des autres exercices, qui peuvent être réalisés en une à trois heures, l'étude de l'effet du xénon dure plus longtemps, habituellement de 30 à 100 heures. Cet exercice ne peut donc pas être réalisé en temps réel. D'autre part, du fait des problèmes liés au taux de combustion, il ne vaut pas la peine de faire fonctionner le réacteur à forte puissance pendant une aussi longue période uniquement pour conduire l'expérience sur le xénon. Il est donc conseillé de réaliser l'expérience une fois afin d'enregistrer les données qui seront utilisées par la suite pour illustrer l'effet du xénon. Si le réacteur de recherche est utilisé à d'autres fins que la formation, et si une bonne planification peut être mise en place, il est également possible d'organiser la venue des étudiants dans l'installation à certains stades de l'expérience pour qu'ils puissent recueillir par eux-mêmes les données nécessaires. On pourrait, par exemple, faire venir les étudiants pour les trois dernières heures de l'expérience. Ils pourraient mesurer les données du réacteur nécessaires pour ces trois dernières heures alors que leur seraient remises les données enregistrées au cours des 30 à 100 heures précédentes.

Outre les mesures expérimentales effectuées sur le réacteur, l'étude de l'empoisonnement du cœur (par le xénon et le samarium, par exemple) peut être facilement complétée par des calculs informatiques. Ces calculs introduisent une grande souplesse dans l'étude de l'empoisonnement du cœur qui découle des modifications de la puissance du réacteur.

L'étude du taux de combustion nécessite un réacteur de recherche d'une grande puissance, c'est-à-dire au minimum de 1 MW et, de préférence, de plus de 5 MW. De plus, cette expérience prend du temps, habituellement plusieurs semaines ; il est donc préférable d'utiliser des données préalablement enregistrées.

En pratique, les effets d'empoisonnement et de combustion seront mis en évidence par la modification de la configuration critique du réacteur, c'est-à-dire la position des barres de commande correspondant à l'état critique, pendant le cycle d'exploitation du réacteur. On procédera ensuite à l'évaluation des modifications de la position des barres, à l'aide des courbes d'étalonnage de la valeur de réactivité de celles-ci, afin de déterminer la variation de la réactivité du cœur.

9.5.3. Méthodologie

9.5.3.1. Étude de l'effet d'empoisonnement

L'effet d'empoisonnement dans un réacteur n'est pas lié uniquement au xénon, mais il représente une contribution majeure à la réactivité du cœur lorsque le réacteur fonctionne à forte puissance.

La variation de la concentration de poison n'est pas directement mesurée dans le réacteur dans le cadre de cet exercice. Mais l'effet d'empoisonnement est mis en évidence par la variation correspondante de la réactivité du cœur. Celle-ci est compensée en modifiant la position de la ou des barres de pilotage utilisées pour maintenir le réacteur dans l'état critique.

En pratique, les modifications importantes du niveau de puissance entraînent également des variations sensibles de la température des composants du réacteur, lesquelles se traduiront par des variations importantes de la réactivité du cœur en raison des effets de la rétroaction de la température. L'analyse des résultats de l'expérience devra tenir compte de ces modifications. Il est possible de distinguer, dans les résultats de l'expérience, l'impact des effets de la rétroaction de la température car ils se produisent sur une durée plus courte (l'impact est instantané pour l'effet Doppler et dure quelques heures pour la dilatation de l'eau) que pour l'effet d'empoisonnement.

La figure 16 montre la variation attendue de la concentration de xénon lorsque l'on démarre le réacteur, qu'il fonctionne pendant 20 heures à forte puissance et que l'on ramène ensuite sa puissance à zéro pour observer le pic xénon. Du point de vue expérimental, une augmentation de la concentration de xénon induira une diminution de la réactivité du cœur, compensée par le mouvement de la barre de pilotage déplacée vers le haut pour contrebalancer cette baisse de réactivité. Le fait de ramener la puissance du réacteur à un niveau très faible (10 W, par exemple) au lieu de l'arrêter directement permet de le maintenir dans l'état critique et de suivre la variation de la réactivité du cœur dans le temps.

On peut étudier l'effet xénon en suivant la procédure expérimentale ci-après :

- a) Dans son état initial, le réacteur devrait être dans l'état critique à une puissance très faible P_0 sans effets de rétroaction découlant d'une utilisation précédente et effective. La configuration critique sert d'état de référence pour l'expérience ;
- b) La puissance du réacteur est portée à sa puissance nominale ou à un niveau de puissance important (habituellement de quelques centaines de kW et au-delà) P_1 ;

- c) Le réacteur est maintenu à P_1 pendant 30 heures. La position d'une barre de pilotage et la température de l'eau du circuit primaire (température à la sortie T_{sortie}) sont régulièrement enregistrées pour déterminer le moment où l'équilibre thermique est atteint. Cette configuration correspond à un deuxième état de référence à partir duquel l'accumulation de poison contribue largement à modifier les positions des barres de commande ;
- d) À $t = 30$ heures, la puissance est ramenée à P_0 . Du point de vue de l'enlèvement du xénon par capture de neutrons, on expérimente une forte diminution de la densité neutronique, qui baisse généralement de plus de 10^4 fois, ce qui est presque l'équivalent d'un arrêt du réacteur. Toutefois, le fonctionnement du réacteur à faible puissance permet de maintenir l'état critique et d'enregistrer la position critique correspondante de la barre de pilotage en fonction du temps ;
- e) Afin d'analyser la partie principale du pic xénon, le réacteur devrait être maintenu à P_0 pendant au moins 48 heures. La position de la barre de pilotage et la température de l'eau du circuit primaire doivent être régulièrement enregistrées pour déterminer le moment où un nouvel équilibre thermique est atteint. Cela correspond à un troisième état de référence à partir duquel on observe successivement la concentration de xénon (due à la désintégration de l'iode pour former du xénon) et sa diminution (due à la décroissance radioactive du xénon).

Le tableau 10 montre comment enregistrer les données au cours de l'exercice. En utilisant la ou les courbes d'étalonnage de la ou des barres de pilotage, on peut partir de la modification de la position de la ou des barres pour établir la variation de la réactivité du cœur liée à l'effet d'empoisonnement. Les étudiants peuvent ensuite tracer une courbe montrant la variation de la réactivité du cœur en fonction du temps. On peut analyser cette courbe compte tenu de cette variation.

TABLEAU 10. EXEMPLE DE TABLEAU À REMPLIR PENDANT L'EXERCICE SUR L'EMPOISONNEMENT AU XÉNON

| Date et heure | Début : | | Fin : | | |
|---------------|-------------------------------|--|---|---|-------------------------------------|
| Temps (heure) | Puissance du réacteur P (W) | Température de l'eau T_{sortie} (°C) | Position de la barre de pilotage n_l Z_l (mm) | Position de la barre de pilotage n_i Z_i (mm) | Variation de réactivité (pcm ou \$) |
| t_0 | P_0 | T initial | Z référence 1 | Z référence 1 | 0 |
| ... | | | | | |
| t_1 | P_1 | | | | |
| ... | | | | | |
| t_2 | | T équilibre | Z référence 2 | Z référence 2 | |
| ... | | | | | |
| t_3 (30 h) | P_0 | | | | |
| ... | | | | | |
| t_4 | | T équilibre | Z référence 3 | Z référence 3 | |
| ... | | | | | |
| t_5 (80 h) | Fin de l'expérience | | | | |

9.5.3.2. Étude de l'effet de combustion

Dans les réacteurs de moyenne puissance, l'effet de combustion s'étale sur des années. En règle générale, ces réacteurs ne fonctionnent pas en continu avant que le taux maximal de combustion ne soit atteint. Pour ces installations, l'exercice se limite habituellement à l'utilisation des paramètres du réacteur enregistrés à différents intervalles. Pour une configuration (cœur et dispositifs expérimentaux) et un état (puissance, température, empoisonnement) du réacteur donnés, on peut établir les données concernant l'énergie produite par le réacteur en additionnant les différentes séquences de son fonctionnement et la modification correspondante des barres de commande. La courbe d'étalonnage de la valeur de réactivité des barres de commande permet de calculer la variation de réactivité correspondante. À l'aide de ces données, on peut mettre en évidence et analyser conformément à la théorie l'influence du taux de combustion.

En ce qui concerne les réacteurs de forte puissance, qui fonctionnent souvent à leur puissance nominale pendant un cycle de quelques semaines, l'évolution de la position des barres de commande en fonction du temps pendant le cycle mettra en évidence l'effet de combustion d'une façon similaire.

9.5.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

On applique les procédures habituelles de fonctionnement des réacteurs, telles que celles qui concernent le fonctionnement en continu à forte puissance et l'effet xénon (pas de redémarrage après une mise à l'arrêt d'urgence).

Du point de vue de la radioprotection, cette expérience ne devrait pas entraîner un risque supplémentaire par rapport au fonctionnement normal du réacteur.

9.5.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : effets à long terme liés au coefficient de réactivité de puissance, à l'empoisonnement au xénon et au taux de combustion ;
- b) Courbe(s) d'étalonnage de la ou des barres utilisées pour le pilotage du réacteur et/ou la compensation du taux de combustion ;
- c) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche et répondre aux questions ;
- d) Données précédemment enregistrées sur le réacteur, étant donné que la durée de l'expérience sur l'empoisonnement ou le taux de combustion (entre des dizaines d'heures et plusieurs années) dépasse la durée normale d'une séance de formation à l'aide du réacteur (3 heures) ;
- e) Papier graphique ou application logicielle pour tracer la courbe ;
- f) Les informations et règles concernant les conditions de redémarrage du réacteur après une mise à l'arrêt d'urgence sont intéressantes eu égard, par exemple, à l'étude sur l'empoisonnement au xénon.

9.5.6. Évaluation

La série de questions ci-après peut permettre de procéder à une première évaluation de l'impact de l'exercice :

- 1) Quel est l'impact de l'empoisonnement au xénon sur le fonctionnement du réacteur et quelles sont les mesures à prendre pour maintenir ce dernier à un niveau de puissance constant ?
- 2) Combien de temps dure habituellement l'effet d'empoisonnement au xénon ? Justifier les résultats expérimentaux de la détermination de la constante de temps concernant la production de xénon à partir de la désintégration de l'iode et l'enlèvement du xénon par décroissance radioactive.
- 3) Combien de temps faut-il à la concentration de xénon pour atteindre l'équilibre après le démarrage du réacteur ?
- 4) Combien de temps faut-il à la concentration de ^{135}Xe pour atteindre sa valeur maximale après la mise à l'arrêt du réacteur ? Quelle est la valeur maximale attendue de la réactivité négative ?
- 5) Établir des règles simples concernant la sûreté du démarrage du réacteur après une mise à l'arrêt d'urgence.
- 6) Expliquer l'effet du taux de combustible sur le fonctionnement du réacteur. Du point de vue opérationnel, qu'est-ce qui limite le cycle de vie du combustible ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices concernant les effets à long terme, on se reportera à la bibliographie.

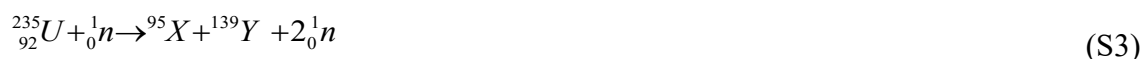
10. CALIBRAGE DE LA PUISSANCE D'UN RÉACTEUR

10.1. CONTEXTE

Le calibrage de la puissance d'un réacteur est étroitement lié à l'utilisation sûre d'un réacteur de recherche. Un calibrage bien établi entre les signaux neutroniques mesurés par le système de contrôle-commande et la puissance thermique est indispensable, en particulier pour les réacteurs de recherche affichant une forte augmentation de la température du modérateur et du caloporteur en fonctionnement normal. On procède périodiquement à un calibrage de la puissance du réacteur et à un calibrage des systèmes de détection de neutrons sur tous les réacteurs de recherche. Ils sont habituellement effectués au moins une fois par an ou après toute modification importante de la configuration du réacteur, comme un rechargement ou après une modification de la position des détecteurs.

10.2. THÉORIE

La fission d' ^{235}U produit une grande quantité d'énergie, mais toute l'énergie libérée ne peut pas être récupérée dans un réacteur comme source de chaleur. L'énergie libérée par la fission d' ^{235}U peut être déterminée à partir du bilan massique avant et après la fission et de son équivalent en énergie produite. Par exemple, si ^{235}U se divise en deux produits de fission ^{95}X et ^{139}Y en produisant deux neutrons comme le montre le schéma (S3) :



Avant le processus de fission, la masse totale d' ^{235}U et de neutrons incidents peut être déterminée comme la somme de 235,124 uma (^{235}U) et de 1,008665 uma (${}^1\text{n}$), soit 236,132665 uma (unités de masse atomique). Après la fission, la masse totale de produits de fission et de deux neutrons libérés peut être déterminée comme la somme de 94,945 uma (^{95}X), 38,955 uma (^{139}Y) et 2,01733 uma ($2{}^1\text{n}$), soit 235,91733 uma. En conséquence, la perte massique après fission est de 0,215335 uma, ce qui équivaut à 200,818 MeV. D'autres types de fission d' ^{235}U produisent une perte massique analogue avec une énergie libérée moyenne de 200 MeV.

Le tableau 11 montre la répartition de l'énergie libérée et récupérable à partir de la fission d' ^{235}U .

TABLEAU 11. ÉNERGIE LIBÉRÉE ET RÉCUPÉRABLE À PARTIR DE LA FISSION D' ^{235}U

| Forme d'énergie | Énergie libérée (MeV) | Énergie récupérable (MeV) |
|---|-----------------------|---------------------------|
| Fragments de fission, énergie cinétique | 168 | 168 |
| Décroissance des produits de fission | | |
| - Rayons bêta | 8 | 8 |
| - Rayons gamma | 7 | 7 |
| - Neutrinos | 12 | — |
| Rayons gamma instantanés | 7 | 7 |
| Neutrons de fission (énergie cinétique) | 5 | 5 |
| Capture de rayons gamma | — | 3 à 12 |
| TOTAL | 207 | 198 à 207 |

Il est évident que toute l'énergie libérée n'est pas récupérable. L'énergie des neutrinos ne l'est pas, mais du fait de la capture de rayons gamma supplémentaires dans le cœur du réacteur, l'énergie récupérable est presque identique à l'énergie libérée. Soit une énergie récupérable de 200 MeV par fission d'²³⁵U, il faudra, pour récupérer 1 MW de puissance thermique, environ $3,125 \times 10^{16}$ fissions/s d'après l'équation (61) :

$$P = 1 \text{ MW} \times \frac{10^6 \text{ joules}}{\text{MWs}^{-1}} \times \frac{\text{fission}}{200 \text{ MeV}} \times \frac{\text{MeV}}{1,60 \times 10^{-13} \text{ joule}} = 3,125 \times 10^{16} \frac{\text{fissions}}{\text{s}} \quad (61)$$

La relation entre la puissance thermique et le flux neutronique peut être déterminée à partir de l'équation suivante :

$$P(t) = \Sigma_f E_r V \varphi(t) \quad (62)$$

où

P : puissance thermique d'un réacteur

Σ_f : section efficace de fission macroscopique

E_r : énergie récupérable à partir de la fission d'²³⁵U

V : volume du cœur du réacteur

$\varphi(t)$: flux neutronique dépendant du temps

Lorsque le réacteur est en régime permanent, l'équation (62) peut être reformulée comme suit :

$$\bar{P} = \bar{\Sigma}_f E_r V \bar{\varphi} \quad (63)$$

où

\bar{P} : puissance thermique moyenne d'un réacteur en régime permanent

$\bar{\Sigma}_f$: section efficace de fission macroscopique moyenne en régime permanent

$\bar{\varphi}$: flux de neutrons moyen d'un réacteur en régime permanent

L'équation (63) peut être simplifiée comme suit :

$$\bar{P} = K \bar{\varphi} \quad (64)$$

La mesure de la relation entre le flux neutronique et la puissance thermique, ou calibrage de la puissance d'un réacteur, peut s'effectuer selon plusieurs méthodes, mais les deux le plus fréquemment utilisées sont la méthode calorimétrique et l'équilibre thermique.

10.2.1.1. La méthode calorimétrique

La méthode calorimétrique de calibrage de la puissance d'un réacteur repose sur le changement de température de l'eau de la piscine ou de la cuve du réacteur en fonctionnement normal. Cette méthode est analogue à celle qui est mise en œuvre pour déterminer un équivalent calorifique classique d'origine non nucléaire dans le cas du calorimètre d'un radiateur électrique. Lorsqu'un réacteur de recherche fonctionne à une puissance constante P , la chaleur nucléaire produite par la fission entraîne une augmentation de température dT pendant l'intervalle dt , telle que :

$$P = K_1 \frac{dT}{dt} \quad (65)$$

où K_1 est la constante de capacité thermique. Dans un exercice réel à l'aide d'un réacteur, l'expression différentielle (65) est remplacée par des augmentations par paliers de température et de temps, ΔT et Δt respectivement, et l'équation (64) est utilisée sous la forme suivante :

$$P = K_1 \frac{\Delta T}{\Delta t} \quad (66)$$

La constante de capacité thermique K_1 peut être déterminée à partir de l'équation suivante :

$$K_1 = \rho_w V_w c_{Pw} \quad (67)$$

où

ρ_w : densité de l'eau

V_w : volume d'eau dans la piscine (ou la cuve) du réacteur

c_{Pw} : capacité thermique spécifique de l'eau.

La figure 18 donne un exemple d'exercice de calibrage de la puissance d'un réacteur TRIGA de 100 kW. On voit que la température de l'eau augmente de façon linéaire en fonction du temps lorsque le réacteur fonctionne à puissance constante. La pente de la courbe tracée est la détermination expérimentale de K_1 dans l'équation (67).

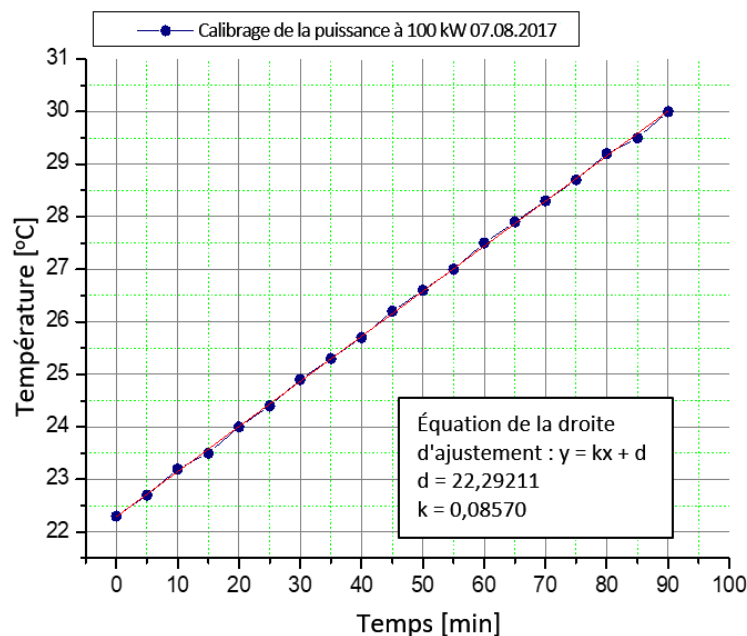


FIG. 18 . Un exemple d'exercice de calibrage de la puissance d'un réacteur de 100 kW. [avec l'aimable autorisation d'Atominstytut, Université technique de Vienne (Autriche)]

10.2.1.2. La méthode reposant sur l'équilibre thermique

La méthode de calibrage de la puissance d'un réacteur par l'équilibre thermique est principalement utilisée lorsque la puissance thermique est supérieure à 1 MW. Cette méthode repose sur la mesure de la chaleur qui est évacuée de la piscine (ou de la cuve) du réacteur grâce au système de refroidissement primaire. Si la température de l'eau d'une piscine (ou cuve) est proche de la température de l'air de la salle du réacteur et de celle du sol de cette salle, l'équilibre thermique, c'est-à-dire la puissance thermique P du réacteur de recherche, est donné par :

$$P = \dot{m} c_{Pw} (T_{OUT} - T_{IN}) \quad (68)$$

où

\dot{m} : débit d'eau de la boucle de refroidissement
 c_{Pw} : capacité thermique spécifique de l'eau
 T_{IN}, T_{OUT} : température à l'entrée et à la sortie de la piscine (ou cuve), respectivement

10.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Cet exercice appartient au groupe des exercices de physique des réacteurs. Les objectifs d'apprentissage et les informations sur l'adéquation aux différents groupes d'étudiants sont analogues à ceux décrits dans la section 6.3.

Les exercices sur le calibrage de la puissance peuvent être réalisés à l'aide d'un réacteur d'une puissance supérieure à 50 kW, lorsque l'augmentation de la température du modérateur et du caloporteur est mesurable en fonctionnement normal. La réalisation de ces exercices ne nécessite habituellement aucune instrumentation expérimentale particulière. Un réacteur et sa technologie standard, ainsi que les détecteurs de neutrons, un ensemble de thermomètres et un débitmètre appropriés, sont nécessaires.

Cet exercice convient aux étudiants inscrits à des programmes de licence, de maîtrise et de doctorat. Il s'adresse aux étudiants se spécialisant en génie nucléaire et à ceux qui se spécialisent dans différentes branches de l'ingénierie. Le niveau de l'exercice peut être ajusté en fonction des connaissances de l'étudiant et des objectifs pédagogiques. Cet exercice peut être réalisé à un niveau de base ou intermédiaire.

En ce qui concerne les deux méthodes standard de calibrage de la puissance, à savoir la méthode calorimétrique et la méthode de l'équilibre thermique, décrites dans la section 10.2 et dans la présente directive dans la section 10.4, les exercices sont essentiellement réalisés au niveau de base. Un exercice sur la méthode calorimétrique dure généralement entre une heure et une heure et demie. Un exercice sur la méthode de l'équilibre thermique dure généralement entre deux et trois heures car il est nécessaire de parvenir à l'équilibre entre la température du cœur et celle du circuit de refroidissement d'eau.

10.4. EXERCICE SUR LE CALIBRAGE DE LA PUISSANCE D'UN RÉACTEUR

10.4.1. Objectif

Comme indiqué dans la section 10.1, le calibrage de la puissance d'un réacteur nucléaire est un aspect important de sa sûreté d'exploitation. De fait, la mesure de la puissance d'un réacteur à l'aide de détecteurs de neutrons requiert un calibrage périodique pour déterminer la relation entre le taux de comptage ou le courant mesuré par chaque système de détection de neutrons et la puissance thermique du réacteur.

Le but de l'exercice est d'établir la puissance thermique du réacteur, qui peut être ultérieurement utilisée pour vérifier et ajuster les points de consigne des systèmes de détection de neutrons. En outre, on peut examiner la question de l'importance d'un bon réglage de ces systèmes eu égard au système de protection du réacteur et aux insertions de réactivité. Par exemple, le système de protection active le système d'arrêt du réacteur si la puissance du réacteur dépasse le seuil supérieur autorisé du point de vue de sa sûreté d'exploitation, c'est-à-dire la puissance nominale plus une marge fixe correspondant généralement à la fourchette des 10 à 20 %.

10.4.2. Matériel et conditions

Pour effectuer le calibrage de puissance, il faut obtenir une augmentation mesurable de la température du modérateur et de celle du caloporteur lorsque le réacteur fonctionne en régime permanent à la puissance nominale ou à un niveau de puissance inférieur.

En fait, la constante K dans l'équation (64) obtenue dans le cadre de l'expérience englobe l'effet de la constante de capacité thermique et la perte d'une certaine quantité d'énergie à travers les limites du système (paroi et surface de la piscine ou de la cuve). S'agissant du calibrage effectif de la puissance du réacteur, lorsque les limites de la piscine ou de la cuve ne sont pas complètement isolées, la valeur de K utilisée pour calculer cette puissance peut ne pas être identique à celle donnée dans l'équation (67) par le produit de la densité de l'eau, du volume d'eau de la piscine ou de la cuve et de la capacité thermique spécifique de l'eau de la piscine ou de la cuve.

Pour la méthode calorimétrique, le réacteur devrait être équipé d'un ou de plusieurs thermomètres pour mesurer la température du caloporteur.

Pour la technique de l'équilibre thermique, le réacteur devrait être équipé de thermomètres mesurant la température du caloporteur à l'entrée et à la sortie du cœur, ainsi que d'un débitmètre. Des systèmes de détection de neutrons sont également utilisés pour contrôler la puissance du réacteur et la maintenir à un niveau constant pendant les exercices. Les réacteurs étant généralement équipés de tels systèmes de mesure, aucun matériel particulier supplémentaire n'est, dans la plupart des cas, nécessaire pour cet exercice. Néanmoins, on peut installer des thermomètres supplémentaires afin d'obtenir des mesures multiples ou plus précises. L'installation dans la piscine d'un agitateur peut sensiblement améliorer l'homogénéité de la répartition de la température de la piscine, ce qui rend les mesures plus précises.

10.4.3. Méthodologie

La méthode calorimétrique et la méthode de l'équilibre thermique décrites ici sont applicables aux réacteurs refroidis par eau.

10.4.3.1. Calibrage de la puissance par la méthode calorimétrique

Dans cet exercice, la puissance du réacteur est déterminée par la mesure de l'augmentation de la température de l'eau sur une période donnée. Nous supposons que le cœur se trouve dans un conteneur (cuve ou piscine) rempli d'eau.

Chaque fois que cela est possible, les conditions expérimentales devraient réduire autant que faire se peut la perte de chaleur entre le conteneur d'eau et le milieu environnant (blindage en béton, piscine secondaire). À cette fin, il faudrait amener la température initiale de l'eau à celle du milieu environnant. Le niveau d'eau du conteneur devrait être fixé à une valeur standard qui correspond au volume standard d'eau pour lequel la capacité thermique du réacteur de recherche a été établie.

L'exercice est réalisé alors que le système de refroidissement d'eau est arrêté, c'est-à-dire en convection naturelle. Afin d'obtenir une mesure précise du changement de température de l'eau, qui soit représentatif du changement global de cette température et non pas du changement local à proximité des thermomètres, on peut installer un agitateur approprié dans le conteneur d'eau.

La puissance du réacteur est augmentée et stabilisée à un niveau de puissance donné. Ce niveau devrait garantir un chauffage de l'eau important car la précision du calibrage dépend de l'amplitude de la variation de la température de l'eau. Ainsi, dans des réacteurs de puissance moyenne, il est courant de réaliser l'exercice à la puissance nominale du réacteur.

Il consiste à enregistrer l'augmentation de la température de l'eau T pendant un intervalle qui garantit une bonne détermination de l'élévation de la température $\Delta T/\Delta t$, c'est-à-dire une heure, en général. On peut utiliser le tableau 12 ou un tableau similaire pour recueillir les données nécessaires à l'expérience. Il suppose que trois thermomètres sont installés en différents points du conteneur d'eau. On peut déterminer la $\Delta T/\Delta t$ soit par ajustement visuel sur le graphique de la température moyenne en fonction du temps, soit en utilisant un logiciel de traitement des données. D'un point de vue pédagogique, il est conseillé de demander aux étudiants de tracer progressivement la courbe sur du papier graphique au cours de l'exercice.

À partir de la valeur de la $\Delta T/\Delta t$, les étudiants peuvent établir la puissance du réacteur et vérifier cette valeur mesurée au regard de la valeur indiquée par les systèmes de contrôle-commande du réacteur. Cet exercice devrait également aborder la question de la nécessité du calibrage périodique du système de contrôle-commande, de façon que celui-ci affiche une valeur exacte de la puissance. Cela permet généralement de bien régler les facteurs de calibrage liés aux signaux émis par les détecteurs de neutrons et à la puissance. Il importe également d'établir et d'examiner l'incertitude liée à la mesure de la puissance.

TABLEAU 12. EXEMPLE DE TABLEAU À REMPLIR PENDANT L'EXERCICE SUR LA CALORIMÉTRIE

| | | | | |
|----------------------------|----------------------------------|-------------------------|--------------------------------|-------------------------------|
| DATE : | Heure de début de l'expérience : | | Heure de fin de l'expérience : | |
| Niveau de l'eau | | | | |
| Système de refroidissement | Arrêté | | | |
| Temps (min) | $T_1(^{\circ}\text{C})$ | $T_2(^{\circ}\text{C})$ | $T_3(^{\circ}\text{C})$ | $T(^{\circ}\text{C})$ moyenne |
| 0 | | | | |
| 2 | | | | |
| 4 | | | | |
| 6 | | | | |
| 8 | | | | |
| ... | | | | |
| 60 | | | | |

Pour terminer l'exercice sur la calorimétrie, on peut également mesurer expérimentalement la capacité thermique d'un réacteur. À cette fin, on peut procéder de deux manières :

- On peut installer dans la piscine ou la cuve des réchauffeurs d'une puissance connue (quelques dizaines de kW en général) pour établir la capacité thermique en mesurant la $\Delta T/\Delta t$ obtenue. Pour cet exercice supplémentaire, le réacteur devrait être mis à l'arrêt.
- Une fois effectué le calibrage de la puissance par la méthode reposant sur l'équilibre thermique, le réacteur peut être réglé sur une puissance différente pour que l'on puisse établir sa capacité thermique.

10.4.3.2. Calibrage de la puissance par la méthode reposant sur l'équilibre thermique

Dans cet exercice, le réacteur fonctionne à une puissance constante en convection forcée, c'est-à-dire avec un débit constant d'eau de refroidissement dans les systèmes de refroidissement. Une fois l'équilibre thermique atteint, la différence de température de l'eau à l'entrée et à la sortie du cœur sert à établir la puissance du réacteur conformément à l'équation (68).

Nous supposons que le cœur se trouve dans un conteneur (cuve ou piscine) rempli d'eau. Comme pour l'exercice précédent, les conditions expérimentales devraient réduire autant que faire se peut la perte de chaleur entre le conteneur d'eau et le milieu environnant (blindage en béton, piscine secondaire).

L'exercice est réalisé alors que le système de refroidissement d'eau est activé, c'est-à-dire en convection forcée, le débit étant nominal. Les thermomètres mesurant les températures d'entrée et de sortie devraient être situés en des points garantissant la mesure la plus précise de la température.

La puissance du réacteur est augmentée et stabilisée à un niveau de puissance donné qui garantit un écart important de température de l'eau entre l'entrée et la sortie, car la précision du calibrage dépend de l'amplitude de la variation de la température de l'eau. Ainsi, dans des réacteurs de puissance moyenne, il est courant de réaliser l'exercice à la puissance nominale.

La détermination de la puissance repose uniquement sur la mesure de la température à l'entrée et à la sortie lorsque le réacteur est parvenu à l'équilibre thermique, mais l'enregistrement de l'évolution des paramètres pendant l'établissement de l'équilibre rendra l'exercice plus dynamique. La plupart des réacteurs mettent habituellement entre une et deux heures pour parvenir à l'équilibre thermique. Le tableau 13 est un exemple de tableau que les étudiants peuvent utiliser pour recueillir les données nécessaires à l'exercice. Lorsque l'équilibre est atteint, on utilise la valeur de ΔT et le débit pour établir la puissance du réacteur. Comme dans le cas de la méthode précédente, l'exercice peut examiner la nécessité d'un calibrage périodique du système de contrôle-commande ainsi que l'incertitude liée à ce calibrage.

TABLEAU 13. EXEMPLE DE TABLEAU À REMPLIR PENDANT L'EXERCICE SUR L'ÉQUILIBRE THERMIQUE

| | | | |
|----------------------------|----------------------------------|-------------------|--------------------------------|
| DATE : | Heure de début de l'expérience : | | Heure de fin de l'expérience : |
| Débit d'eau | | | |
| Système de refroidissement | Activé | | |
| Temps (min) | $T_{entrée}$ (°C) | T_{sortie} (°C) | ΔT (°C) |
| 0 | | | |
| 5 | | | |
| 10 | | | |
| 15 | | | |
| 20 | | | |
| ... | | | |
| 120 | | | |

10.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

On applique les procédures habituelles concernant l'exploitation du réacteur jusqu'à la puissance nominale. Dans le cas de l'expérience calorimétrique, l'exploitation du réacteur en convection naturelle peut être soumise à certaines limitations de la puissance d'exploitation. Celles-ci sont liées à la température maximale du combustible ou de l'eau de refroidissement.

Lorsqu'on installe des dispositifs supplémentaires, comme des thermomètres et un agitateur, il y a lieu de tenir compte des modifications susceptibles d'être induites par la réactivité du cœur, du risque de chute d'objets étrangers dans le cœur et de l'activation neutronique et de la contamination des dispositifs liées à ce risque.

Du point de vue de la radioprotection, il faut également prendre en compte les risques supplémentaires liés à l'activation et à la contamination des dispositifs.

10.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : neutrons et puissance thermique d'un réacteur, thermohydraulique liée aux méthodes reposant sur la calorimétrie et l'équilibre thermique ;
- b) Schéma du cœur et de la piscine montrant la position des thermomètres, du réchauffeur et de l'agitateur, conformément aux exercices ;
- c) Procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche, notamment une description de l'installation du matériel supplémentaire et des tableaux à remplir avec les données enregistrées. Pour l'expérience calorimétrique, la capacité thermique du réacteur devrait être connue ;
- d) Papier graphique ou application logicielle pour tracer les courbes ;
- e) Informations et règles concernant spécifiquement l'expérience à mener : par exemple, les règles liées à l'installation des dispositifs peuvent s'appliquer.

10.4.6. Questions aux étudiants

La série de questions ci-après peut permettre de procéder à une première évaluation de l'impact de l'exercice :

- 1) Décrire brièvement les deux méthodes (calorimétrie et équilibre thermique) pouvant être utilisées pour calibrer la puissance.
- 2) Examiner les incertitudes liées à la mesure de la puissance thermique.
- 3) Quelles expériences peuvent être menées pour établir la capacité thermique d'un réacteur ?
- 4) Pourquoi importe-t-il d'effectuer périodiquement un calibrage de puissance permettant de déterminer le facteur de calibrage adéquat qui relie le signal émis par les systèmes de détection de neutrons et la puissance effective du réacteur ?
- 5) Quelles pourraient être les conséquences d'une détermination erronée de ce facteur de calibrage pour le système de protection du réacteur ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur les exercices concernant le calibrage de la puissance du réacteur, on se reportera à la bibliographie.

11. ANALYSE PAR ACTIVATION NEUTRONIQUE

11.1. CONTEXTE

L'analyse par activation neutronique est une technique d'analyse non destructive basée sur la mesure des rayonnements caractéristiques émis par les radionucléides formés directement ou indirectement par irradiation neutronique d'une matière. Cette technique est largement utilisée pour déterminer qualitativement et quantitativement la composition des matières, notamment pour mesurer les impuretés ou les éléments traces.

L'analyse par activation neutronique est notamment très courante dans les domaines suivants : archéologie, géologie, biomédecine, sciences de la Terre, analyse des produits industriels, recherche en nutrition, sciences de la santé et criminalistique. Cette technique permet d'analyser un large éventail d'objets, tels que les objets archéologiques, les sols, les minéraux, les roches, les aérosols atmosphériques, les poussières encapsulées dans des carottes de glace, les cercles des arbres, les herbes, les plantes, les cheveux humains et les poils d'animaux, les ongles et la peau. On peut mesurer des échantillons dont la masse est comprise entre le microgramme et le kilogramme.

Par ailleurs, l'analyse par activation neutronique joue un rôle important en neutronique, qui utilise divers types d'échantillons comme les feuilles ou les fils aux fins de la recherche fondamentale ou appliquée, par exemple pour mesurer les données nucléaires concernant diverses réactions nucléaires. En physique des réacteurs, cette technique est largement utilisée pour cartographier le flux neutronique dans le cœur des réacteurs de recherche (voir la section 5.2).

11.2. THÉORIE

En principe, toute source de neutrons dont le taux d'émission de neutrons ou flux neutronique est suffisant, comme les générateurs ou accélérateurs de neutrons, diverses sources radioactives de neutrons ainsi que les réacteurs de recherche, se prête à une analyse par activation neutronique. Lorsqu'un échantillon d'une matière étudiée est chargé dans le port d'irradiation d'un réacteur de recherche, les neutrons du cœur rencontrent les isotopes stables de l'échantillon et peuvent produire des isotopes instables. Ces isotopes instables peuvent se désintégrer en émettant des rayons gamma qui, une fois l'échantillon déchargé du cœur, sont mesurés par un système de spectrométrie pour identifier les raies gamma caractéristiques des isotopes radioactifs présents dans l'échantillon. L'analyse de ces raies permet de déterminer qualitativement et quantitativement les isotopes stables originels présents dans cet échantillon. La figure 19 schématise les principaux processus à l'œuvre dans l'analyse par activation neutronique.

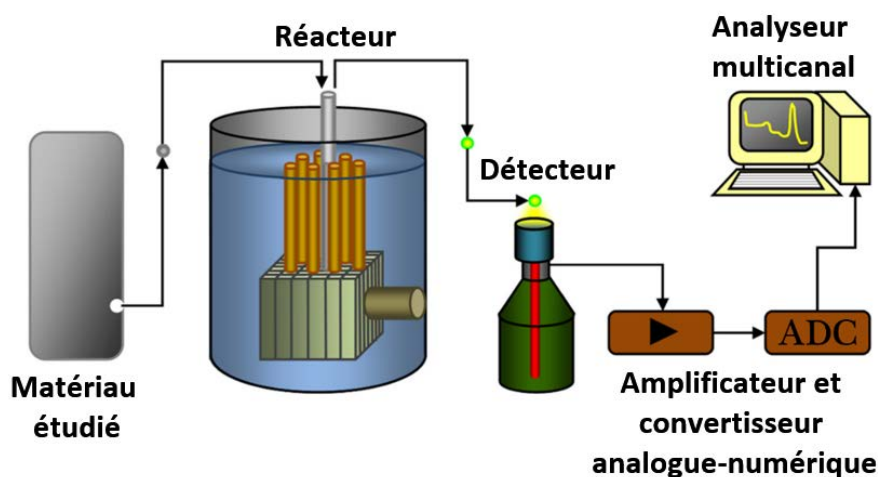


FIG. 19. Schéma des principaux processus à l'œuvre dans l'analyse par activation neutronique. [reproduit avec l'aimable autorisation de l'Université technique tchèque de Prague (République tchèque)]

Au moment de la mesure, on peut calculer l'activité de chaque radionucléide à l'aide de l'équation suivante :

$$A(t_M) = \Phi \sigma N_0 (1 - e^{-\lambda t_R}) e^{-\lambda t_M} \quad (69)$$

où

$A(t_M)$: activité, en fonction du temps

Φ : flux neutronique

σ : section efficace d'absorption de l'isotope initial

N_0 : nombre d'isotopes initiaux

λ : constante de désintégration radioactive de l'isotope obtenu

t_R : temps d'irradiation

t_M : intervalle entre la fin de l'irradiation et le début de la mesure, c'est-à-dire $t_M = 0$ lorsqu'il est mis fin à l'irradiation de l'échantillon

L'analyse du spectre gamma permet de déterminer qualitativement la composition de l'échantillon. Un radionucléide peut être identifié à partir du spectre gamma en utilisant deux types d'informations :

- 1) Les énergies des pics d'absorption totale de rayonnement gamma produits par l'activation ;
- 2) La période du ou des pics d'absorption totale produits par l'activation.

Il est courant de procéder à plusieurs mesures du même échantillon irradié : peu après l'irradiation, quelques jours après et, enfin, quelques semaines après, afin de déterminer les radionucléides à courte, moyenne et longue période, respectivement. À des fins pédagogiques, la mesure devrait être effectuée immédiatement après l'irradiation : dans ce cas, la sensibilité est la plus élevée pour les isotopes à courte période.

Il est nécessaire, en partant du spectre tiré des échantillons (dont la composition peut être complexe), de rechercher, manuellement ou à l'aide d'outils logiciels, l'isotope présentant la bonne combinaison en matière de pic d'absorption totale et de période. À des fins pédagogiques, il conviendrait d'utiliser des échantillons dont la composition est simple afin d'expliquer la

technique d'une manière simple. On peut également utiliser des exemples d'applications spécifiques pour illustrer cette technique, comme la recherche de Zn en cosmétologie ou de Mn dans l'acier.

La détermination quantitative de la composition d'échantillons complexes requiert des connaissances théoriques et une expérience solides, de sorte qu'elle n'est habituellement pas intégrée aux exercices prévus pour la formation, sauf dans le cadre de travaux universitaires ou de recherche.

11.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Les exercices d'application de l'analyse par activation neutronique dans différents domaines s'adressent plus particulièrement aux étudiants se spécialisant en neutronique, dans les applications de la neutronique ou dans les techniques nucléaires d'analyse, dans l'un des trois programmes d'études, à savoir la licence, la maîtrise et le doctorat.

Ces exercices peuvent être réalisés aux niveaux de base, intermédiaire ou avancé en fonction du niveau de connaissances des étudiants. Par ailleurs, ils conviennent aux étudiants se spécialisant dans différents domaines tels que l'archéologie, la biologie et les sciences de la Terre ou de l'environnement, en lien avec un programme d'étude de l'utilisation des techniques nucléaires d'analyse correspondant à une discipline mineure, dans le cadre de programmes de maîtrise et de doctorat. Le niveau des exercices peut être ajusté en fonction des connaissances de l'étudiant et des objectifs pédagogiques.

Pour le niveau de base, l'exercice peut être réalisé à l'intention des étudiants ayant des connaissances de base sur l'interaction entre les neutrons et la matière, la radioactivité et la détection des rayonnements. Dans le cas de ces étudiants, la cartographie du flux neutronique peut être effectuée en tant qu'utilisation particulière de la technique d'analyse par activation neutronique. On peut ensuite utiliser des connaissances supplémentaires en physique des réacteurs pour analyser les résultats obtenus au sujet de la répartition du flux neutronique dans le cœur du réacteur. Un exercice de ce type dure généralement entre une et deux heures.

Pour le niveau intermédiaire, l'exercice peut être réalisé à l'intention des étudiants ayant des connaissances de base supplémentaires en spectrométrie gamma. Dans ce cas, on peut activer des échantillons dans le réacteur afin d'étudier le spectre gamma et d'établir la composition d'échantillons simples qui seront choisis en fonction de l'objectif pédagogique final : objectif plurivalent ou application spécifique tels que les études environnementales. Un exercice de ce type dure généralement trois heures.

Pour le niveau avancé, on peut étudier des applications spécifiques. Des connaissances supplémentaires sont nécessaires pour mener une analyse complète des résultats de l'AAN. Les exercices peuvent être réalisés en une journée, à titre de démonstration, ou sous la forme d'un microprojet.

Une instrumentation expérimentale particulière est nécessaire pour réaliser les exercices fondés sur l'application de la technique d'AAN dans les réacteurs de recherche. Le réacteur est utilisé comme source de neutrons aux fins d'irradiation, c'est-à-dire d'activation d'échantillons. Il faut disposer d'un système de spectrométrie gamma approprié pour effectuer une AAN. Un système type de spectrométrie gamma comprend un détecteur à semiconducteurs au germanium, un préamplificateur, une alimentation haute tension, un convertisseur analogue-numérique, un

analyseur multicanal, un ordinateur et un logiciel pour l'analyse et l'interprétation du spectre gamma.

Les réacteurs de recherche sont d'excellents outils de formation aux principes fondamentaux de l'AAN et un excellent moyen d'acquérir une expérience pratique de cette technique d'analyse et de ses applications. On peut appliquer l'AAN avec des réacteurs de recherche d'une puissance nominale de quelques kW et au-delà. Le flux neutronique limitera l'application de cette technique en ce qui concerne certains éléments. À faible puissance, c'est-à-dire à faible flux neutronique, certains éléments ne peuvent pas être mesurés, tandis qu'à une puissance d'environ 1 MW et au-delà, presque tous les éléments peuvent être étudiés.

11.4. EXERCICE SUR L'ANALYSE PAR ACTIVATION NEUTRONIQUE

11.4.1. Objectif de l'exercice

Le but de l'exercice est d'apprendre et de comprendre l'application de l'AAN dans le cadre de différentes techniques nucléaires d'analyse et son utilisation dans différents domaines scientifiques et technologiques. Il importe de bien comprendre les principes fondamentaux, les avantages et les limitations de l'AAN si l'on veut appliquer cette technique performante à l'archéologie, à la géologie, à la biomédecine, aux sciences de la Terre et à la criminalistique, entre autres domaines.

11.4.2. Matériel et conditions

L'AAN est généralement effectuée sur des réacteurs de recherche d'une puissance supérieure à 1 kW du fait des limitations en matière d'activation d'échantillons. En augmentant la puissance du réacteur, on peut étudier un plus grand nombre d'éléments. À 1 MW et au-delà, la plupart des éléments peuvent l'être.

Le réacteur devrait avoir un endroit où placer l'échantillon à irradier. Il importe de bien connaître le flux neutronique à cet endroit pour que l'AAN puisse fournir des informations quantitatives.

Dans le cadre de la formation, lorsque cela est possible, il est pédagogiquement intéressant d'associer les étudiants à la préparation de l'échantillon, à son chargement dans le réacteur et à son déchargement, ainsi qu'au processus de mesure. On peut ajouter à ces activités l'examen des aspects de radioprotection liés au calcul du débit de dose des échantillons prévu et de sa valeur mesurée effective après irradiation.

Le canal d'irradiation ou ouverture de passage des faisceaux peut être lui-même équipé d'un système de transfert pneumatique qui permet de charger et de décharger rapidement un échantillon à l'entrée et à la sortie du lieu d'irradiation. Selon la vitesse maximale du système de transfert, il peut être possible de rechercher des isotopes à très courte période de décroissance (généralement inférieure à une minute). À des fins didactiques, les isotopes dont la période est de quelques minutes sont généralement choisis parce que leur décroissance peut être facilement étudiée pendant un exercice d'une demi-journée, et aussi parce que l'utilisation d'une quantité limitée de matière et de temps d'irradiation permet de limiter l'activité de l'échantillon aux valeurs compatibles avec les prescriptions en matière de radioprotection liées au débit de dose de rayonnement.

Un large éventail d'éléments et de matières peuvent être utilisés dans cet exercice. Le tableau 14 montre les périodes de décroissance et l'énergie gamma de certains éléments candidats à utiliser comme spécimens pour élaborer les exercices d'un programme de formation à l'AAN. Ces candidats ont des périodes de décroissance de l'ordre de quelques minutes. Les prescriptions en matière de radioprotection limitent généralement la quantité de matière à irradier à une fourchette comprise entre quelques milligrammes et quelques grammes.

TABLEAU 14. ÉLÉMENTS CANDIDATS HABITUELS POUR L'ÉLABORATION D'UN EXERCICE SUR L'ANALYSE PAR ACTIVATION NEUTRONIQUE

| Élément | Isotope | Période (min) | Énergie gamma (MeV) |
|-----------|--------------------|---------------|---------------------|
| Magnésium | ²⁷ Mg | 9,46 | 844 |
| Aluminium | ²⁸ Al | 2,32 | 1 779 |
| Titane | ⁵¹ Ti | 5,79 | 320 |
| Vanadium | ⁵² V | 3,75 | 1 434 |
| Cuivre | ⁶⁶ Co | 5,10 | 1 039 |
| Argent | ^{110m} Ag | 0,4 | 658 |
| Étain | ^{125m} Sn | 9,5 | 331 |
| Platine | ¹⁹⁹ Pt | 31 | 543 |

Pour caractériser les échantillons, on peut utiliser deux types d'instrumentation différents. Pour cartographier le flux neutronique, lorsqu'il s'agit de caractériser quantitativement les rayonnements émis par l'échantillon, cela peut être accompli à l'aide d'un système de comptage précis.

Pour mener à bien une expérience complète sur l'AAN et identifier le(s) isotope(s) présent(s) dans un échantillon, il est nécessaire d'utiliser un système de spectrométrie gamma.

11.4.3. Méthodologie

Le personnel habilité est associé à la préparation de l'exercice afin de garantir que le protocole expérimental incorpore bien les procédures à suivre et les précautions à prendre pour qu'il soit appliqué de manière sûre.

Aux fins d'une AAN, la préparation, l'irradiation et la mesure des échantillons se déroulent habituellement selon les étapes suivantes :

- a) Mettre en place le système de spectrométrie gamma pour l'expérience. On peut calibrer ce système à l'aide de sources standard ;
- b) Avant de réaliser l'exercice, acquérir un spectre de l'échantillon pour caractériser son état d'activité initial ;
- c) Si possible, c'est-à-dire avant d'avoir une idée approximative des matières contenues dans l'échantillon, estimer le temps d'irradiation nécessaire sur la base de la masse, du flux neutronique et du spectre de cet échantillon et de son activité souhaitée ;
- d) Irradier, pour une période prédéterminée, l'échantillon pour essai dans une position d'irradiation appropriée et bien caractérisée. Consigner l'heure de début et de fin de l'irradiation ;
- e) Attendre que la décroissance de l'échantillon l'ait amené à un niveau d'activité qui permette de le manipuler et de le mesurer ;

- f) Placer l'échantillon pour essai dans le système de mesure. On applique les procédures de radioprotection standard pour manipuler l'échantillon irradié et le transférer au système de mesure ;
- g) Acquérir le spectre de l'échantillon irradié. Consigner l'heure de début et la durée de l'acquisition. On peut répéter l'acquisition à différents intervalles pour aider à identifier les isotopes selon leur période.

On analyse ensuite le spectre sur la base du nombre de canaux des pics d'absorption totale et d'autres éléments utiles, tels que les pics de simple échappement ou fronts Compton, ainsi que de l'intégrale nette de chaque pic d'absorption totale. On peut utiliser la variation de l'intégrale nette de chaque pic en fonction du temps pour déterminer la période de l'isotope responsable du pic.

En utilisant l'énergie du pic et la période correspondante, on peut identifier les isotopes radioactifs présents dans l'échantillon à l'aide de différentes sources, par exemple les références [19 à 22]. Un logiciel de traitement spécifique permet également d'identifier les isotopes correspondant à chaque pic.

On peut ensuite revenir en arrière en partant de chaque isotope radioactif pour identifier l'isotope ou les isotopes originels avant l'activation de l'échantillon. On utilise à cette fin les tableaux qui indiquent la teneur isotopique et les sections efficaces d'activation [23, 24].

Des investigations supplémentaires peuvent porter sur le calcul et l'analyse d'erreurs pour les deux paramètres, à savoir la période et l'énergie.

11.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

Il convient de veiller tout particulièrement à garantir la sûreté de la manipulation des échantillons irradiés. Du point de vue de la radioprotection, il faudrait tenir compte du risque supplémentaire qui existe du fait de la manipulation de l'échantillon irradié et pendant la caractérisation de ce dernier. Il peut être nécessaire de prévoir un intervalle de temps minimal entre l'irradiation de l'échantillon et son enlèvement du système d'irradiation. Cet intervalle dépendra fortement des caractéristiques de l'échantillon.

Du point de vue de la sécurité ou des garanties, la manipulation et l'irradiation de matières nucléaires telles que des échantillons contenant de l'uranium peuvent être soumises à des règles et restrictions particulières.

Les risques associés à cette utilisation fréquente des réacteurs de recherche sont généralement faibles. La perte des barrières des capsules d'irradiation pourrait entraîner ce qui suit :

- a) La contamination radioactive du personnel d'exploitation et des expérimentateurs, ainsi que le risque de contamination à l'intérieur du laboratoire d'analyse (en cas de perte d'intégrité des échantillons irradiés) ;
- b) Le risque d'exposition aux rayonnements en cas de blocage du furet contenant les capsules d'irradiation dans un tube pneumatique ou hydraulique ;

- c) Le risque de contamination des structures internes du réacteur en cas de chauffage excessif des échantillons irradiés leur causant une perte d'intégrité et pouvant détruire les capsules.

Les prescriptions à mettre en œuvre et les dispositions à prendre pour prévenir les risques susvisés devraient être énoncées dans les LCE et les procédures d'exploitation. Les LCE devraient également énumérer les matières dont l'irradiation est interdite dans le réacteur (telles que le mercure, en raison de ses propriétés corrosives).

11.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : activation des neutrons et spectrométrie gamma ;
- b) Description du réacteur et de ses capacités d'irradiation : irradiation du cœur, ouverture de passage des faisceaux, furet ;
- c) Procédure par étapes à suivre pour l'irradiation des échantillons, en tenant compte des questions de radioprotection ;
- d) Caractéristiques du flux neutronique dans l'emplacement d'irradiation des échantillons ;
- e) Procédure par étapes à suivre pour mettre en place et calibrer le système de détection, pour mesurer les échantillons et pour analyser les spectres, éventuellement à l'aide d'un logiciel d'interprétation ;
- f) Tableaux indiquant les propriétés des nucléides aux fins d'analyse des spectres.

11.4.6. Questions aux étudiants

Les deux questions ci-après peuvent permettre d'évaluer succinctement le degré de compréhension de la technique en question :

- 1) Expliquer les principes relatifs à la technique d'AAN et donner un exemple des informations qu'elle permet d'obtenir aux fins de la caractérisation des échantillons.
- 2) Expliquer la procédure d'identification des isotopes et son principe.
- 3) Pourquoi est-il intéressant de procéder à la caractérisation des échantillons après différents temps de décroissance ?
- 4) Quel type d'isotopes peut être mesuré après une longue décroissance de l'échantillon ?

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

Pour d'autres renseignements sur l'AAN, on se reportera à la bibliographie.

12. AUTRES APPLICATIONS

12.1. CONTEXTE

Différentes applications de la neutronique largement utilisées avec les réacteurs de recherche, parmi lesquelles la neutronographie, la production d'isotopes, la chimie nucléaire et la radiochimie, la transmutation neutronique et la géochronologie, offrent des perspectives très intéressantes pour la formation des étudiants en sciences neutroniques et leurs applications. Les étudiants qui utilisent ces applications de la neutronique dans différents domaines scientifiques et technologiques, comme l'archéologie, la géologie, la paléogéologie, la biologie, les sciences de la Terre et de l'environnement, l'agriculture, les applications industrielles, la chimie nucléaire et la radiochimie, peuvent également suivre une formation utilisant un réacteur de recherche.

En dehors de l'AAN, qui est largement utilisée dans le domaine de la formation, les autres applications de la neutronique sont rarement utilisées dans les programmes de formation du niveau de la licence. En revanche, les étudiants suivant un programme de maîtrise ou de doctorat dont le sujet de thèse est lié à l'une des applications décrites dans la présente section utilisent souvent un réacteur de recherche à cette fin.

Les applications décrites dans la présente section peuvent servir à élaborer des exercices dans les domaines considérés, à intégrer ensuite dans un programme universitaire. Les exercices peuvent être élaborés comme un moyen de présenter les techniques expérimentales et leurs applications potentielles ou de réaliser des études ou de mener des recherches qui utilisent ces techniques.

Les principes et prescriptions relatifs à chacune des applications abordées dans la présente section n'y sont décrits que succinctement. Pour d'autres renseignements sur chacune de ces applications, on se reportera à la référence [6].

12.2. THÉORIE

12.2.1. Neutronographie

La neutronographie, ou imagerie neutronique, est une technique non destructive d'étude de la structure interne et de la composition d'objets et d'échantillons. Elle est largement utilisée dans diverses applications industrielles et recherches sur les matériaux utilisés pour les alliages, les soudures, les pales de turbine de moteur, les composants électroniques, les explosifs, les piles à hydrogène, le combustible nucléaire et la structure des pastilles de combustible, etc. Elle est également employée, entre autres applications scientifiques et domaines de recherche, aux fins du patrimoine culturel et en archéologie, en paléontologie, en sciences de la Terre et de l'environnement et en biologie.

Le principe de base de la neutronographie est analogue à celui de la radiographie par rayons X. La technique de l'imagerie neutronique s'appuie sur l'absorption et la diffusion d'un faisceau de neutrons traversant un objet. La structure interne de l'objet peut être révélée sur un film ou sur une image numérique à l'aide d'un système de traitement utilisant les différentes caractéristiques d'absorption et de diffusion des différentes structures internes de l'objet.

L'imagerie neutronique tridimensionnelle est appelée tomographie neutronique. Dans ce cas, comme en tomodynamométrie à rayons X à usage médical, l'objet étudié est fixé sur une plaque

de rotation et pivote par petites étapes ; une image tridimensionnelle est créée par reconstruction algorithmique à partir de la série d'images neutroniques prises à chaque étape. La figure 20 schématise le système de neutronographie.

À des fins scientifiques et industrielles, la neutronographie est généralement utilisée dans des réacteurs de recherche d'une puissance nominale de plusieurs centaines de kW et au-delà, où l'intensité du faisceau de neutrons est supérieure à $10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ environ. Néanmoins, à des fins pédagogiques, on peut également utiliser des réacteurs moins puissants présentant dans le champ d'irradiation des flux neutroniques tournant autour de $10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ pour faire une démonstration de la technique et en montrer les avantages par rapport à la radiographie à rayons X.

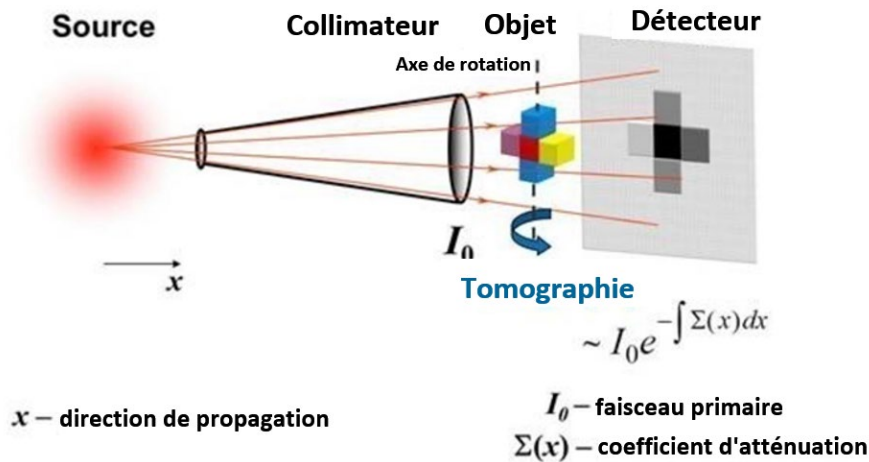


FIG. 20. Schéma des principaux processus à l'œuvre en neutronographie. [avec l'aimable autorisation de N. Kardjilov, HZB (Allemagne)]

La nature de l'interaction avec la matière étant très différente selon qu'il s'agit de neutrons ou de rayons X, les deux techniques ont un degré élevé de complémentarité. Les neutrons sont électriquement neutres et pénètrent facilement et profondément dans la plupart des matériaux, ce qui permet d'étudier des objets de grande taille. Les neutrons interagissant fortement avec l'hydrogène et autres éléments légers, la neutronographie se prête très bien à l'inspection d'objets qui contiennent de l'hydrogène, par exemple toutes les matières organiques et un grand nombre de matériaux technologiquement importants (voir la figure 21). D'un autre côté, les neutrons sont faiblement absorbés par la plupart des éléments lourds comme le fer et le plomb, ce qui rend l'imagerie neutronique idéale pour étudier la structure interne d'objets et de composants faits de matériaux légers recouverts de couches de métal.

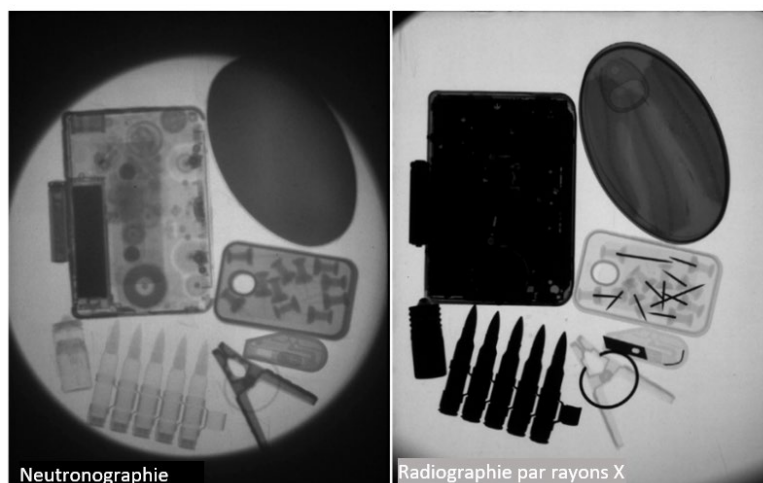


FIG. 21. Comparaison d'images obtenues par neutronographie (à gauche) et radiographie par rayons X (à droite). La neutronographie peut servir à étudier des objets dont les matériaux contiennent de l'hydrogène. [avec l'aimable autorisation de l'Université Kindai, Osaka (Japon)]

Les techniques d'imagerie neutronique avancées utilisant des neutrons froids et associées à des techniques d'ajustement de l'état d'énergie et de polarisation permettent de visualiser la structure cristalline, les tensions et la structure magnétique des échantillons. La radiographie dynamique en temps réel est également possible.

Pour d'autres renseignements sur la neutronographie, on se reportera à la bibliographie.

12.2.2. Production de radio-isotopes et analyses par radiotraceurs

Les radio-isotopes jouent un rôle très important dans la vie de tous les jours. Ils sont utilisés dans un large éventail d'applications dans l'industrie, en médecine, dans l'agriculture, dans la formation théorique et pratique et dans la recherche-développement. Dans l'industrie, ils sont principalement utilisés comme source de rayonnement gamma dans le cadre d'essais non destructifs de soudure de conduites, de tubes ou de divers éléments technologiques de processus industriels. En médecine, ils sont utilisés à des fins de diagnostic et de traitement, et aussi de stérilisation des instruments médicaux. Dans l'agriculture, ils servent, par exemple, à stériliser les graines. Les radio-isotopes à période et activité spécifiques appropriées sont utilisés dans la formation théorique et pratique ainsi que dans la recherche-développement pour les besoins de divers exercices d'irradiation ou de calibrage.

De plus, dans toutes ces applications, des radiotraceurs sont communément utilisés, par exemple dans les processus de génie industriel, les systèmes de purification des eaux usées, l'interconnexion des puits de pétrole et la caractérisation de l'énergie géothermique. Les radiotraceurs présentent l'avantage de permettre la réalisation d'études non invasives portant sur des systèmes tant stables que dynamiques en situation d'équilibre et des phénomènes de transport et d'échange, et destinées à communiquer des informations sur l'état chimique et physique des éléments.

Les radio-isotopes le plus communément employés pour diverses applications sont le ^{60}Co et l' ^{192}Ir , qui produisent un puissant rayonnement gamma bien adapté à des essais non destructifs et à la stérilisation des instruments médicaux ou des graines. Les autres

radio-isotopes habituellement utilisés dans l'industrie sont les suivants : ^{24}Na , ^{47}Sc , ^{82}Br , ^{140}La ou ^{203}Hg .

Le radio-isotope diagnostique le plus fréquent en médecine est le $^{99\text{m}}\text{Tc}$; celle-ci utilise aussi couramment les radio-isotopes suivants : ^{32}P , ^{89}Sr , ^{90}Y , ^{125}I , ^{131}I , ^{177}Lu , ^{153}Sm , ^{166}Ho , ^{169}Er , ^{177}Lu , ^{186}Re ou ^{188}Re .

Dans les réacteurs de recherche, les radio-isotopes sont essentiellement produits par réaction (n, γ) , (n, p) ou de fission. Le tableau 15 donne des exemples de réactions types utilisées pour la production de radio-isotopes.

TABLEAU 15. RÉACTIONS TYPES UTILISÉES POUR LA PRODUCTION DE RADIO-ISOTOPES

| Réaction | Exemple |
|---|---|
| (n, γ) | $^{59}_{27}\text{Co} + {}^1_0n \rightarrow {}^{60}_{27}\text{Co} + \gamma$ $^{191}_{77}\text{Ir} + {}^1_0n \rightarrow {}^{192}_{77}\text{Ir} + \gamma$ $^{98}_{42}\text{Mo} + {}^1_0n \rightarrow {}^{99}_{42}\text{Mo} + \gamma$ |
| Décroissance de (n, γ) & β | $^{130}_{52}\text{Te} + {}^1_0n \rightarrow {}^{131*}_{52}\text{Te} + \gamma$ and $^{131*}_{52}\text{Te} \rightarrow {}^{131}_{53}\text{I} + \beta^-$ $^{176}_{70}\text{Yb} + {}^1_0n \rightarrow {}^{177*}_{70}\text{Yb} + \gamma$ and $^{177*}_{70}\text{Yb} \rightarrow {}^{177}_{71}\text{Lu} + \beta^-$ |
| (n, p) | $^{58}_{28}\text{Ni} + {}^1_0n \rightarrow {}^{58}_{27}\text{Co} + {}^1_1p$ $^{32}_{16}\text{S} + {}^1_0n \rightarrow {}^{32}_{15}\text{P} + {}^1_1p$ |
| Cascade de réactions | $^{186}_{74}\text{W} + {}^1_0n \rightarrow {}^{187}_{74}\text{W} + \gamma$ $^{187}_{74}\text{W} + {}^1_0n \rightarrow {}^{188}_{74}\text{W} + \gamma$ $^{188}_{74}\text{W} \rightarrow {}^{188}_{72}\text{Re} + \beta^-$ |
| Fission | Produits de fission à vie courte $^{99}_{42}\text{Mo}$, $^{131}_{53}\text{I}$ Produits de fission à vie longue $^{137}_{55}\text{Cs}$, $^{147}_{61}\text{Pm}$, $^{90}_{38}\text{Sr}$ |

Les réacteurs de recherche de faible puissance et de faible flux neutronique ($<10^{12} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) sont habituellement utilisés pour produire des radio-isotopes à vie courte, tels que ^{24}Na , ^{38}Cl , ^{56}Mn , ^{64}Cu , ^{41}Ar ou ^{198}Au , qui peuvent être produits dans la journée. Les réacteurs de recherche de moyenne puissance et de flux neutronique moyen (10^{12} – $10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$), qui ont habituellement un cycle d'exploitation plus long, peuvent également produire les isotopes suivants : ^{35}S , ^{51}Cr , ^{60}Co , ^{90}Y , ^{99}Mo , ^{125}I , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{153}Sm , ^{169}Yb , ^{177}Lu , ^{186}Re ou ^{192}Ir . Enfin, les réacteurs de forte puissance et de flux neutronique élevé ($>10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) se prêtent à la production de ^{75}Se , ^{89}Sr , $^{117\text{m}}\text{Sn}$, and $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ou ^{252}Cf .

Pour d'autres renseignements sur la production de radio-isotopes, on se reportera à la bibliographie.

12.2.3. Chimie nucléaire et radiochimie

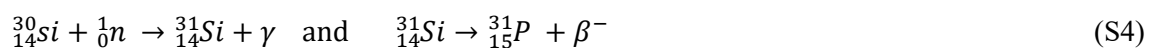
Les réacteurs de recherche peuvent être utilisés comme sources de neutrons et de rayons gamma dans des applications de la chimie nucléaire et de la radiochimie dans les secteurs suivants : industrie, biologie, agriculture, médecine, archéologie, sciences de la Terre, projets nutritionnels, projets sanitaires ou criminalistique. On utilise différentes méthodes de chimie nucléaire et de radiochimie pour traiter chimiquement les échantillons, spécimens, matières ou

objets étudiés avant et après leur irradiation par des neutrons et des rayons gamma. Dans les réacteurs de recherche, la chimie nucléaire et la radiochimie sont liées à des applications telles que l'AAN, la production de radio-isotopes, l'analyse par radiotraceurs ou la recherche-développement.

12.2.4. Transmutation neutronique

La transmutation est une technique consistant à utiliser les neutrons ou les rayons gamma pour modifier les propriétés des matières afin d'en créer de nouvelles ayant les propriétés souhaitées. Les réacteurs de recherche sont des outils essentiels pour deux processus de transmutation basés sur l'irradiation neutronique de matières, à savoir le dopage par transmutation neutronique et la coloration de pierres précieuses.

Le dopage par transmutation neutronique, ou dopage de silicium, crée des impuretés dans des lingots de silicium pur pendant leur irradiation par des neutrons thermiques. Il est basé sur la réaction (n, γ) sur ^{30}Si suivie de la désintégration de ^{31}Si instable par décroissance bêta en ^{31}P stable, qui est un dopant en silicium tel que le montre le schéma (S4) :



D'autres matières comme le germanium, l'arsénure de gallium, le nitrure de gallium, le phosphore de gallium, le phosphore d'indium ou le séléniure d'indium sont également des matières cibles appropriées aux fins du dopage par transmutation neutronique, mais le silicium est de loin la matière la plus couramment utilisée.

La coloration de pierres précieuses est basée sur le changement de couleur que certaines pierres subissent après irradiation, ce qui les rend plus attractives et en augmente la valeur. L'irradiation peut être réalisée à l'aide de neutrons rapides ou de rayons gamma de haute énergie. La topaze est l'une des principales pierres précieuses irradiées dans les réacteurs de recherche, où elle passe du blanc transparent au bleu. Après irradiation, les conteneurs de pierres précieuses sont transférés vers une installation d'entreposage en attendant que leur activité décroisse jusqu'à une limite acceptable, en général strictement réglementée. Certains pays interdisent cette pratique. La durée d'entreposage dépend des caractéristiques des pierres, mais elle est habituellement de plusieurs mois.

Pour d'autres renseignements sur la transmutation neutronique, on se reportera à la bibliographie.

12.2.5. Géochronologie

La géochronologie est la science qui étudie l'âge des objets géologiques tels que roches, minéraux, sédiments ou fossiles. Les réacteurs de recherche sont des outils indispensables pour mettre en œuvre deux méthodes de géochronologie qui permettent un mesurage absolu de l'âge d'échantillons, à savoir la datation à l'argon, ou datation au potassium-argon, et la datation par traces de fission. À l'aide de ces deux méthodes, on peut déterminer l'âge d'échantillons géologiques très jeunes (2 000 ans, ce qui permet également d'étudier les échantillons archéologiques) ou très anciens (jusqu'à 4,5 milliards d'années). La géochronologie est une

application très particulière des réacteurs de recherche qui n'est mise en œuvre que dans un petit nombre de ces réacteurs à travers le monde.

Pour d'autres renseignements sur la géochronologie, on se reportera à la bibliographie.

12.2.6. Expériences menées sur les faisceaux de neutrons

Les expériences menées sur les faisceaux de neutrons font sortir les neutrons de la cuve ou de la piscine du réacteur pour les amener au lieu où se trouve la cible (ou échantillon). Dans ce cas, on utilise différents canaux horizontaux ou ouvertures de passage des faisceaux. Ces canaux traversent la piscine ou la cuve et le blindage du réacteur et sortent du bloc réacteur ; ils sont généralement équipés d'obturateurs qui permettent de les ouvrir et de les fermer au moment voulu pendant les expériences ou l'irradiation.

Habituellement, toutes les applications qui utilisent ces canaux sont appelées expériences menées sur les faisceaux de neutrons, comme dans le cas de l'imagerie neutronique ou de la thérapie par capture de neutrons par le bore. Dans certaines communautés scientifiques, le terme 'expériences menées sur les faisceaux de neutrons' désigne les expériences portant sur l'étude de la structure des matériaux, qui est un domaine d'application important des faisceaux de neutrons. Il est essentiel d'avoir une bonne connaissance des propriétés des matières et des interactions entre leurs différents composants pour utiliser efficacement les matières actuelles dans les nouvelles conditions ou utiliser avec succès à l'avenir les nouvelles matières en cours d'élaboration. L'étude de la structure des matériaux peut décrire l'ordonnement des liens entre atomes ou molécules et entre moment électronique et moment magnétique, ainsi que les caractéristiques dynamiques des atomes et des molécules, ou les corrélations de phase entre les mouvements des atomes voisins. Les expériences menées sur les faisceaux de neutrons sont étroitement liées à la science et à la technologie, comme, entre autres applications, la physique et la chimie de la matière condensée, les nanotechnologies, la science des polymères, les sciences de la vie, la recherche sur les énergies renouvelables, les capteurs et les matériaux intelligents, la biotechnologie, la spintronique, l'ingénierie et l'archéologie.

En ce qui concerne la structure des matériaux, les expériences menées sur les faisceaux de neutrons peuvent étudier les petites structures de métaux et d'alliages, de composés inorganiques et de céramiques. Dans ce cas, on utilise différentes méthodes de diffraction, telles que la diffraction des poudres, la diffraction par un monocristal, la mesure de la contrainte résiduelle, la mesure de la texture cristallographique, la mesure de la diffusion neutronique ou la diffraction des matériaux liquides et amorphes. Le deuxième groupe d'expériences qui peuvent utiliser la diffraction neutronique est lié à l'étude de structures de grande taille : polymères, surfactants, micelles, macromolécules telles que les molécules biologiques, et solides multicouches. Dans ce cas, les techniques habituellement utilisées sont les suivantes : diffusion de neutrons aux petits angles, diffusion de neutrons aux très petits angles, réflectométrie neutronique ou diffraction quasi-Laue pour la biologie. Le troisième groupe d'expériences est lié aux études portant sur la dynamique atomique et moléculaire, qui utilisent la spectrométrie triaxiale, la spectrométrie à temps de vol, la spectrométrie de rétrodiffusion ou la spectrométrie neutronique à écho de spin.

Les réacteurs de recherche à flux moyen et à haut flux sont habituellement utilisés comme sources de neutrons pour les expériences menées sur les faisceaux de neutrons. On trouve généralement des installations de pointe dans des sources de neutrons ultraperformantes fournies par des réacteurs de recherche à haut flux ou par une source de spallation de neutrons. Ces installations fonctionnent souvent comme des services aux usagers utilisables par les

communautés de chercheurs nationales ou internationales. Les recherches effectuées dans ce contexte peuvent l'être dans le cadre de programmes de formation doctorale.

Pour d'autres renseignements sur les expériences menées sur les faisceaux de neutrons, on se reportera à la bibliographie.

12.3. ASPECTS LIÉS À LA FORMATION

Les sections 12.2.1 à 12.3 donnent un aperçu des différentes applications ou des différents domaines de recherche dans lesquels les neutrons émis par le réacteur sont utilisés à des fins de modification ou de caractérisation de la matière. Si ces applications sont menées dans le cadre d'une application, d'un service ou d'une activité de recherche industriel, le réacteur qui l'héberge doit avoir une puissance d'exploitation minimale et disposer de certains matériels particuliers, qui, dans certains cas, alourdissent considérablement les frais d'installation et requièrent un niveau très élevé de compétences. Les prescriptions relatives au temps de mise au point et aux coûts et au personnel nécessaires pour l'exploitation de chaque technique sont indiquées dans la référence [6].

En règle générale, l'activité de formation ne justifie pas en elle-même d'investir dans un matériel permettant de réaliser un exercice de ce type, généralement plusieurs fois par an, dans le cadre de programmes de formation. Par conséquent, au moment d'élaborer un programme de formation qui englobe l'étude de l'une de ces applications, il y aurait lieu d'envisager deux solutions.

La première consiste à prendre contact avec une installation qui applique régulièrement la technique en question. En fonction du matériel disponible et de l'activité effectuée régulièrement dans le réacteur, on peut élaborer un exercice ou une série d'exercices pour réaliser les objectifs pédagogiques prévus. Cette solution peut nécessiter un déplacement vers une installation éloignée de l'établissement de l'étudiant, voire située à l'étranger.

Avec la deuxième solution, il s'agit d'élaborer un exercice pratique qui montre le principe de la technique en question en utilisant les capacités du réacteur disponibles. Dans ce cas, l'exercice doit être élaboré en fonction des caractéristiques du réacteur et du matériel existant.

Dans les deux solutions, l'exercice à élaborer dépend fortement des caractéristiques du réacteur et du matériel. En conséquence, la présente directive donne essentiellement des indications très sommaires et quelques exemples d'exercices qui ont été mis au point dans les réacteurs de recherche.

Les exercices liés aux applications décrites dans la présente section s'adressent plus particulièrement aux étudiants se spécialisant en neutronique et dans les applications de la neutronique, dans l'un des trois programmes d'études, à savoir la licence, la maîtrise et le doctorat. Ces exercices peuvent être réalisés aux niveaux de base, intermédiaire ou avancé en fonction du niveau de connaissances des étudiants.

Ces exercices conviennent également aux étudiants se spécialisant dans divers domaines de l'activité humaine tels que l'archéologie, la géologie, la paléogéologie, la biologie, les sciences de la Terre et de l'environnement, l'agriculture, les applications industrielles, la chimie nucléaire ou la radiochimie, en lien avec un programme d'étude portant sur l'utilisation des techniques nucléaires d'analyse correspondant à une discipline mineure. Dans ce cas, ces

exercices sont généralement réalisés aux niveaux de base ou intermédiaire, en fonction du niveau de connaissances des étudiants.

Pour ces deux niveaux, l'exercice a généralement pour but d'exposer les principes fondamentaux et principaux de l'application considérée. Il peut être réalisé sous la forme d'un exercice simplifié dans le cas d'un réacteur qui n'est pas parfaitement adapté à l'application ou dans celui d'un réacteur qui l'exécute régulièrement. Un exercice de ce type dure généralement entre trois et six heures.

Pour le niveau avancé, l'exercice a pour objectif une étude détaillée de l'application. Dans ce cas, il devrait être réalisé dans une installation qui exécute régulièrement l'application considérée. Il peut durer six heures ou davantage ; l'exercice long devrait être élaboré par les étudiants sous la forme d'un microprojet, en particulier par ceux qui suivent un programme de maîtrise ou de doctorat.

12.4. EXERCICES PORTANT SUR LES AUTRES APPLICATIONS

12.4.1. Objectif

L'objectif d'apprentissage des exercices portant sur la neutronographie, la chimie nucléaire et la radiochimie, la transmutation neutronique, la géochronologie et les expériences menées sur les faisceaux de neutrons est de comprendre les principes fondamentaux de ces techniques faisant appel aux neutrons et de leurs applications. Une bonne compréhension de ces exercices donnera aux étudiants qui suivent des programmes liés aux applications de la neutronique les connaissances de base nécessaires. Le lien entre ces applications de la neutronique et les différents programmes d'études est indiqué dans la section 2.6.

12.4.2. Matériel et conditions

Pour chaque application, les sections 12.2.1 à 12.3 indiquent les aspects généraux liés au matériel nécessaire et les conditions particulières.

Lorsque l'on élabore un exercice pratique, il faut tenir compte des caractéristiques et du matériel du réacteur et procéder à une évaluation de base de sa capacité de réaliser l'exercice. Il peut s'avérer nécessaire de prévoir un matériel supplémentaire ou de modifier certains dispositifs pour que l'exercice puisse être réalisé dans des conditions appropriées. Il peut s'agir d'adapter les ouvertures de passage des faisceaux, de mettre en place un système d'irradiation d'échantillons, de prévoir un blindage supplémentaire et d'installer des dispositifs de détection particuliers.

Les conditions d'exploitation du réacteur et de son matériel devront être définies dans le cadre des spécifications des LCE.

12.4.3. Méthodologie

Compte tenu du fait que les exercices portant sur les applications de l'irradiation des neutrons couvrent un large éventail et dépendent fortement des caractéristiques du réacteur et du matériel disponible, la présente section ne décrit, à titre d'exemples, que quelques-uns de ceux qui ont été élaborés dans un grand nombre de réacteurs de recherche.

12.4.3.1. Neutronographie dans un réacteur de faible puissance (10 W)

Les installations de neutronographie ne sont généralement mises en place que dans des réacteurs de recherche à flux moyen et à haut flux, mais, à des fins de formation, la faisabilité de la mise en place d'une installation de démonstration pour la neutronographie a été étudiée pour le réacteur AGN-201K du Reactor Research and Education Centre de l'Université Kyung Hee (République de Corée) [25]. Ce réacteur a une puissance nominale de 10 W. Le niveau de flux thermique à la sortie de la ligne de faisceaux à partir de la colonne thermique a été étudié à l'aide du code MCNP. On a évalué l'utilisation d'un collimateur pour vérifier s'il est possible d'utiliser le faisceau à des fins de neutronographie. Cette possibilité ayant été suffisamment confirmée, on a mis en place une plaque image neutrosensible et un collimateur. La figure 22 présente trois images obtenues à l'aide du système installé dans le réacteur AGN-201K.

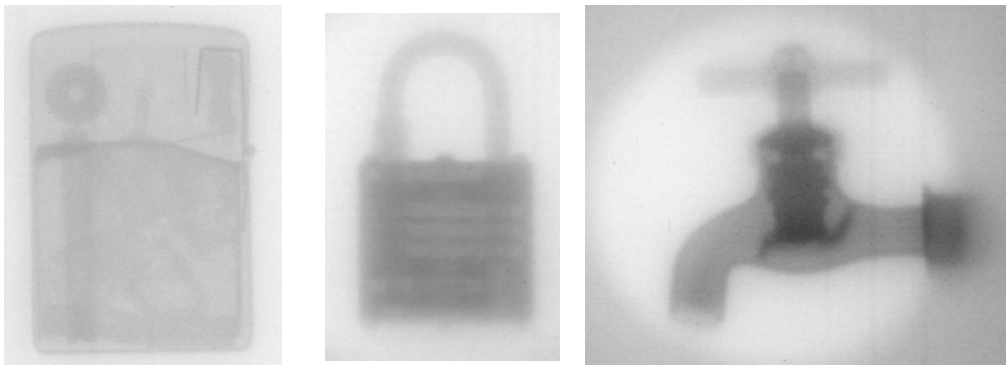


FIG. 22. Images de neutronographie, de gauche à droite : briquet, cadenas et robinet. (repris de la référence [25] avec l'aimable autorisation de la Société nucléaire européenne)

12.4.3.2. Neutronographie dans une installation instrumentée de grande puissance (10 MW)

À la différence de l'exemple précédent, cet exercice de neutronographie peut également être réalisé dans un réacteur de recherche de grande puissance où cette technique est une application régulière. C'est le cas du Réacteur de recherche de Budapest, qui est un réacteur à cuve refroidi et modéré par eau ordinaire et équipé d'une source de neutrons froids alimentant l'instrument d'optique neutronique et de neutronographie pour l'analyse des matériaux (NORMA). Le NORMA est basé sur un système optique relié à une caméra numérique dont le principe est indiqué dans la figure 23.

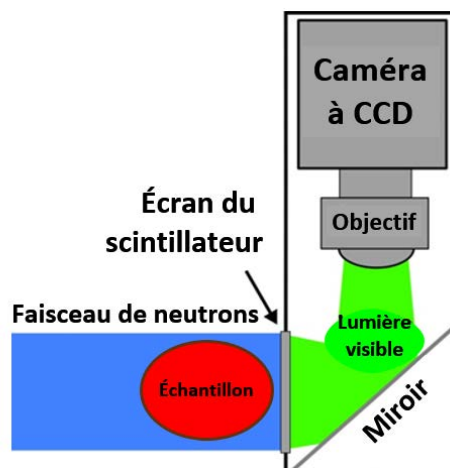


FIG. 23. Schéma d'un système optique relié à une caméra numérique utilisé en neutronographie. [avec l'aimable autorisation du Département d'analyse et d'imagerie nucléaires du Centre de recherche sur l'énergie (Hongrie)]

Après transmission par l'échantillon, les neutrons interagissent avec le scintillateur (${}^6\text{LiF}/\text{ZnS}(\text{Cu})$, par exemple), où ils sont transformés en un signal lumineux qui est traité avant d'être enregistré par une caméra pixélisée photosensible.

Cet équipement est utilisé pour mener une expérience régulière au Réacteur de recherche de Budapest. L'exercice a pour but :

- a) D'étudier l'instrument d'imagerie NORMA ;
- b) D'analyser par radiographie dynamique l'évolution dans le temps du processus d'absorption d'eau dans un papier indicateur de pH trempé dans l'eau ;
- c) D'étudier et de comprendre l'hétérogénéité des faisceaux et le bruit de caméra, et les corriger ;
- d) De faire un film à partir des images obtenues ;
- e) D'étudier le traitement des images tridimensionnelles à l'aide d'un logiciel approprié.

12.4.3.3. Expériences de spectrométrie à temps de vol et de diffraction neutronique sur poudre à l'aide du réacteur FRM II

La présente section donne deux exemples d'expériences didactiques qui sont menées à l'aide du réacteur FRM II de Munich (Allemagne). Ces deux expériences utilisent des neutrons de faible énergie dont l'énergie et les longueurs d'onde correspondent à la dimension de la structure réticulaire de l'échantillon à caractériser.

Dans l'expérience de spectrométrie à temps de vol, des neutrons thermiques sont ralentis jusqu'à 25 K dans une source de neutrons froids, qui consiste pour l'essentiel en une cuve remplie de liquide D_2 . L'énergie neutronique égalant celle des mouvements d'atomes, la spectrométrie à temps de vol permet de caractériser la diffusion quasi-élastique des neutrons qui interagissent avec l'échantillon à analyser. La quantité d'énergie transférée et l'angle de diffusion neutronique caractérisent un échantillon. Cette technique présente l'avantage de pouvoir capturer simultanément un très large éventail de mouvements et de transferts d'énergie. L'expérience menée à l'aide du réacteur FRM II permet d'étudier le mécanisme d'autodiffusion

moléculaire, c'est-à-dire les mouvements internes des molécules et les processus de diffusion à longue distance, en utilisant des n-alcane ou des solutions salines.

Dans l'expérience de diffraction neutronique sur poudre, on étudie les phénomènes d'interférences résultant de la diffusion élastique cohérente d'ondes neutroniques sur la matière cristalline. L'installation est équipée d'un diffractomètre à neutrons sur poudre à longueur d'onde constante et à haute résolution, se composant principalement d'une source de neutrons, d'un monochromateur, d'un échantillon et d'un détecteur, comme le montre la figure 24.

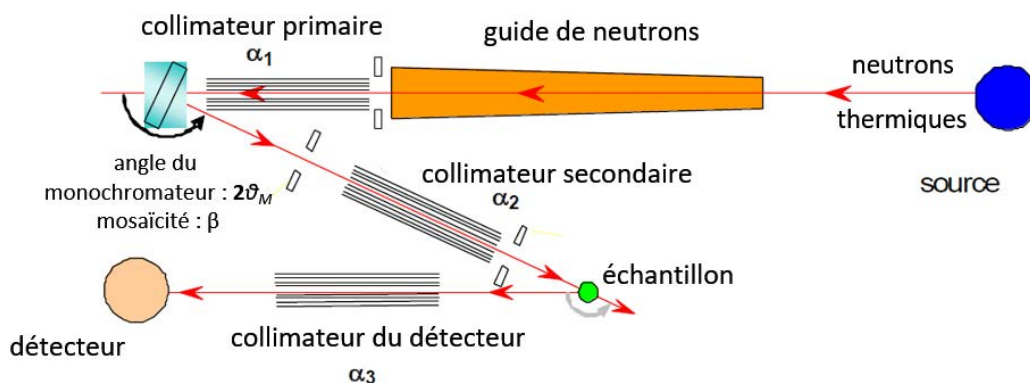


FIG. 24. Schéma d'un système utilisé pour la diffraction neutronique sur poudre. [avec l'aimable autorisation de la source expérimentale de neutrons Heinz Maier-Leibnitz (FRM II), Université technique de Munich (Allemagne)]

L'expérience menée dans le réacteur FRM II concerne l'étude de l'analyse de phase et de structure du titanate de plomb, PbTiO_3 , à différentes températures. Les propriétés électromécaniques du titanate-zirconate de plomb, $\text{PbZr}_{1-x}\text{Ti}_x\text{O}_3$, peuvent être comprises en fonction de leur comportement lié aux transformations de phase qui peut être analysé à l'aide de la technique de diffraction neutronique sur poudre. À haute température, le $\text{PbZr}_{1-x}\text{Ti}_x\text{O}_3$ présente la structure de la pérovskite avec une symétrie cubique simple, d'où un comportement paraélectrique. Pendant le refroidissement, les échantillons riches en titane subissent une transition de phase en passant à une phase tétragonale, d'où un comportement ferroélectrique. Les échantillons riches en zirconium passent à une phase rhomboédrique. Lorsque les rapports Zr/Ti se rapprochent de ce que l'on appelle la limite de phase morphotropique entre les phases rhomboédrique et tétragonale, le matériau affiche la plus forte réponse piézoélectrique, ce qui est son application technologique la plus intéressante.

L'expérience étudie le comportement lié aux transformations de phase en fonction de la température d'un échantillon de $\text{PbZr}_{1-x}\text{Ti}_x\text{O}_3$ dont la composition est plutôt tétragonale. On recueille les figures de diffraction à des températures allant de la température ambiante à 600 °C. Ces conditions expérimentales sont assurées par l'emploi d'un four à vide à haute température. Les changements de structure obtenus à différentes températures sont étudiés dans le cadre d'une analyse des paramètres de réseau. On peut examiner, en s'appuyant sur les données expérimentales, les relations existant entre les changements de structure et les propriétés physiques correspondantes.

12.4.4. Considérations de sûreté

Les considérations de sûreté indiquées dans la section 3.5.4 s'appliquent. La présente section décrit les considérations de sûreté supplémentaires propres à cet exercice.

On présente ci-après les considérations de sûreté concernant certains types d'utilisation des réacteurs de recherche, à des fins de formation ou en tant qu'éléments utiles à la compréhension des risques associés à cette utilisation.

12.4.4.1. Neutronographie

L'un des risques liés à la neutronographie est la dégradation potentielle de la barrière d'eau (piscine ou cuve) qui contient le réacteur en raison de l'endommagement du tube à faisceaux. Cela pourrait entraîner un important drainage de l'eau et le dénoyage du cœur du réacteur, et une dégradation importante du combustible dans le cas des réacteurs de recherche de grande puissance. Un tel accident pourrait avoir d'importantes conséquences radiologiques pour le personnel d'exploitation et l'environnement. La neutronographie de matières explosives, qui est menée dans certains réacteurs de recherche, est un exemple de technique qui présente ce risque.

12.4.4.2. Production de radio-isotopes

Les risques associés à la production de radio-isotopes dans les réacteurs de recherche sont notamment le risque de contamination et de radioexposition pour le personnel d'exploitation et le risque de rejet de matières radioactives dans l'environnement en cas de perte d'intégrité des cibles irradiées, qui pourraient survenir pendant l'irradiation ou les opérations de manipulation après irradiation. Il faudrait établir avant la première irradiation un rapport de sûreté à soumettre au comité de sûreté du réacteur pour examen et, le cas échéant, à l'organisme de réglementation pour examen et approbation. Par la suite, l'organisme exploitant pourrait autoriser en interne, aux fins de la production de radio-isotopes, des irradiations régulières dans le cadre autorisé. Les dispositions destinées à prévenir les risques susmentionnés devraient être mises en place avant le démarrage de la production.

12.4.4.3. Transmutation neutronique

Le risque associé à cette application est la contamination du personnel d'exploitation et des visiteurs. Des incidents se sont produits dans certaines installations où un opérateur a ramassé à la main, sans contrôle radiologique préalable et sans protection, de petits débris de silicium irradié laissés sur une table de la salle du réacteur par l'opérateur chargé des opérations de dopage de silicium. D'où l'importance d'appliquer strictement les règles de radioprotection et d'organiser la communication sur les questions d'exploitation et de sûreté entre le personnel d'exploitation et les expérimentateurs, y compris les étudiants lors de la réalisation d'exercices.

12.4.4.4. Expériences menées sur les faisceaux de neutrons

Les risques associés aux expériences de ce type sont essentiellement liés à la possibilité d'une radioexposition accidentelle des expérimentateurs dans les zones de travail proches des tubes à faisceaux (procédant à des opérations de manipulation ou mettant en place leurs dispositifs expérimentaux) pendant que le faisceau de neutrons est présent, c'est-à-dire pendant que son obturateur est ouvert. Des incidents de ce type se sont produits dans différentes installations et leurs causes étaient le plus souvent les suivantes :

- a) Non-application ou violation des procédures d'exploitation et des règles de radioprotection ;
- b) Lacunes des dispositions en vigueur en matière de contrôle de l'accès aux zones de travail lorsque le faisceau de neutrons est présent.

12.4.5. Documents

Aux fins de la réalisation de cet exercice, les documents ci-après peuvent être remis aux étudiants :

- a) Documents de référence : description de la technique et des aspects fondamentaux de l'application à utiliser ;
- b) Caractéristiques du réacteur et du matériel lié à l'exercice ;
- c) Schéma du cœur et du matériel lié à l'exercice ;
- d) Instructions en matière de sûreté nucléaire et radiologique concernant la zone d'expériences ;
- e) Informations portant spécifiquement sur l'exercice et les règles à appliquer ; procédure par étapes à suivre pour accomplir la tâche.

12.4.6. Questions aux étudiants

La série de questions ci-après peut (s'il y a lieu) permettre de procéder à une première évaluation de l'impact des exercices :

- a) Expliquer brièvement le principe fondamental de la technique à utiliser et de son application ;
- b) Expliquer les principales caractéristiques du matériau qui est produit et la façon dont il l'est ;
- c) Expliquer brièvement les principales informations qui peuvent être tirées des échantillons grâce à l'application de la technique en question ;
- d) Indiquer les limitations de cette technique, telles que le flux neutronique minimal à utiliser, le matériel type nécessaire, le type d'échantillon à utiliser ou caractériser, le type et la quantité d'isotopes produits, et le type d'informations obtenues.

Aux fins d'une évaluation plus précise de l'impact de l'expérience, les étudiants peuvent établir et présenter à l'enseignant un rapport ou un exposé sur les objectifs, la méthodologie et les résultats de ces mesures.

RÉFÉRENCES

- [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] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Toward Closing the Gender Gap in Nuclear Science, IAEA Bulletin Vol. 59-4 (2018).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Research Reactors, IAEA Specific Safety Requirements SSR-3, IAEA, Vienna (2016).
- [4] IAEA Nuclear Safety and Security Glossary — Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, 2022 (Interim) Edition, IAEA, Vienna (2022).
- [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] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- [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 SÛRETÉ NUCLÉAIRE, Les accidents de criticité dans l'industrie nucléaire
http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Communiques_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] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection of the Public and the Environment, IAEA Safety Standards Series No. GSG-8, IAEA, Vienna (2018).
- [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.
- [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.

BIBLIOGRAPHIE

SECTION 3

Radioprotection

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).

— Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté, Prescriptions générales de sûreté Partie 3 n° GSR Part 3, AIEA, Vienne (2016).

KNOLL, G., Radiation Detection and Measurement, Hoboken, N.J., John Wiley, (2010).

MARTIN, J., Physics for Radiation Protection: A Handbook, Wiley VCH, (2006).

Sûreté nucléaire

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Safety culture in nuclear installations, Guidance for use in the enhancement of safety culture, IAEA-TECDOC-1329, IAEA, Vienna, (2002).

Principes fondamentaux de sûreté, collection Normes de sûreté de l'AIEA, n° SF-1, AIEA, Vienne (2007).

Safety Analysis for Research Reactors, IAEA Safety Reports Series No. SRS-55, IAEA, Vienna, (2008).

Core Management and Fuel Handling for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.3, IAEA (2008).

The Operating Organization and the Recruitment, Training and Qualification of Personnel for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.5, IAEA (2008).

Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors, IAEA Safety Guide No. NS-G-4.4, IAEA, Vienna, (2008).

Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report, IAEA Safety Standards Series No. SSG-20 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2022).

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).

Direction et gestion pour la sûreté, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GSR Part 2, AIEA (2016).

Management of the Interface between Nuclear Safety and Security for Research Reactors, IAEA TECDOC Series No. 1801, IAEA, Vienna (2016).

Sûreté des réacteurs de recherche, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° SSR-3, AIEA, Vienne (2017).

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).

SECTION 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).

SECTION 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).

SECTIONS 6 À 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).

SECTION 11

ALFASSI, Z., Activation Analysis, Vol. I, Vol. II, CRC Press, (1990)

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Use of Research Reactors for Neutron Activation Analysis, IAEA-TECDOC-1215, IAEA, Vienna, (2001).

Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, Technical Reports, Series IAEA-TRS-455, IAEA, Vienna ,(2007).

The applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna, (2014).

Proficiency Testing by Interlaboratory Comparison performed in 2010-2015 for NAA and other analytical techniques, IAEA-TECDOC-1831, IAEA, Vienna (2017).

E-Learning Course on Neutron Activation Analysis (2017).
<https://elearning.iaea.org/m2/course/view.php?id=482>

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).

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).

SECTION 12

Neutronographie

ANDERSON, I., MCGREEVY, R., BILHEUX, H., Neutron Imaging and Applications, Springer (2009).

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, Technical Report Series, IAEA-TRS-455, IAEA, Vienna, (2007).

Neutron imaging: a non-destructive tool for materials testing, IAEA-TECDOC-1604, IAEA, Vienna, (2008).

The applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna, (2014).

Use of Neutron Beams for Materials Research Relevant to the Nuclear Energy Sector, IAEA-TECDOC-1773, IAEA, Vienna (2015).

E-Learning Course on Neutron Activation Analysis (2020).
<https://elearning.iaea.org/m2/course/view.php?id=482>

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).

Production de radio-isotopes

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Manual for reactor produced radioisotopes, IAEA TecDoc-1340, IAEA, Vienna (2003).

Radiotracer Applications in Industry: A Guidebook, IAEA Technical Reports Series 423, IAEA, Vienna (2004).

Cyclotron Produced Radionuclides: Principles and Practice, Technical Reports Series 465, IAEA, Vienna (2008).

Commercial Products and Services of Research Reactors, IAEA TecDoc-1715, IAEA, Vienna (2013).

Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m, IAEA Nuclear Energy Series NF-T-5.4, IAEA, Vienna, Austria (2013).

Radiotracer Generators for Industrial Applications, IAEA Radiation Technology Series No. 5, IAEA, Vienna (2013).

The applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna, (2014).

OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Supply of Medical Radioisotopes, 7 volumes, OCDE, Paris (2010-2013).

Transmutation neutronique

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Transmutation Doping of Silicon at Research Reactors, IAEA TecDoc-1681, IAEA, Vienna (2012).

— Commercial Products and Services of Research Reactors, IAEA TecDoc-1715, IAEA, Vienna (2013).

— Applications of research reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

Géochronologie

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Applications of Research Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. 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).

Expériences menées sur les faisceaux de neutrons

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Measurement of residual stress in materials using neutrons, IAEA-TECDOC-1457, IAEA, Vienna (2003).

Small angle neutron scattering, IAEA-TECDOC-1486, IAEA, Vienna (2006).

Trends and techniques in neutron beam research for medium and low flux research reactors, IAEA-TECDOC-1545, IAEA, Vienna (2007).

Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, Technical Report Series, IAEA-TRS-455, IAEA, Vienna, (2007).

LIANG, L., RINALDI, R., SCHOBER, H., Neutron Applications in Earth, Energy and Environmental Sciences, Springer (2009).

Applications of Research Reactors, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-5.3, IAEA, Vienna (2014).

Compendium of neutron Beam Facilities for High Precision Nuclear Data Measurement, IAEA TecDoc-1743, IAEA, Vienna (2014).

Use of Neutron Beams for Materials Research Relevant to the Nuclear Energy Sector, IAEA-TECDOC-1773, IAEA, Vienna (2015).

Neutron Scattering with Low and Medium Flux Neutron Sources: Processes, Detection and Applications, IAEA-TECDOC-1961, IAEA, Vienna (2021).

ANNEXE CONTENU DES FICHIERS ÉLECTRONIQUES COMPLÉMENTAIRES

Les documents complémentaires disponibles en ligne (<https://nucleus.iaea.org/sites/connect/RRIHpublic/CompendiumDB>) rassemblent des informations et des supports pédagogiques fournis par 40 installations de 31 États Membres : Algérie, Allemagne, Argentine, Autriche, Belgique, Brésil, Canada, États-Unis d'Amérique, Fédération de Russie, Finlande, France, Ghana, Hongrie, Inde, Indonésie, Iran, Italie, Jamaïque, Japon, Malaisie, Maroc, Mexique, Pakistan, Pays-Bas, Portugal, République de Corée, République tchèque, Slovaquie, Suisse, Thaïlande et Viet Nam.

Ces documents ont été recueillis à la suite d'une réunion technique de l'AIEA sur « L'utilisation de réacteurs de recherche pour des programmes d'enseignement supérieur » (juin 2014) et d'un atelier de formation sur le Recueil sur l'utilisation de réacteurs de recherche pour des programmes d'enseignement supérieur (2017). Les organismes concernés ont mis leurs documents en commun sur une base volontaire. Les matériaux rassemblés dans les documents supplémentaires viennent compléter les ressources mises à disposition pour élaborer les exercices utilisant un réacteur et leurs protocoles.

Les différents types de documents complémentaires disponibles sont décrits ci-après.

A-1. Formulaire de description de l'installation : présente les principales caractéristiques de chaque réacteur de recherche dont les responsables ont fourni des supports pédagogiques pour le recueil.

Ce formulaire donne, dans un format normalisé, des informations essentielles sur l'installation, une description du réacteur à des fins de formation, les aspects propres à la formation, une liste d'exercices réalisés dans l'installation, les méthodes d'intégration des exercices utilisant un réacteur dans les programmes d'études et le programme national, ainsi que d'autres informations intéressant la formation.

A-2. Collecte de protocoles pour les exercices utilisant un réacteur, que les responsables des installations ont fournis sur une base volontaire.

Ces protocoles sont classés selon les thèmes suivants :

- a) Visite technique organisée au réacteur de recherche ;
- b) Aspects de l'exploitation du réacteur liés à la sûreté ;
- c) Démarrage et exploitation du réacteur ;
- d) Détection de neutrons ;
- e) Cartographie du flux neutronique ;
- f) Expérience de criticité ;
- g) Cinétique des réacteurs ;
- h) Influence des barres de commande sur la réactivité ;
- i) Influence des composants du cœur sur la réactivité ;
- j) Paramètres de sûreté liés à la réactivité du cœur ;
- k) Dynamique des réacteurs ;
- l) Effets à long terme ;
- m) Calibrage de la puissance d'un réacteur ;

- n) Analyse par activation neutronique ;
- o) Applications de l'irradiation des neutrons.

La collecte des protocoles porte sur deux types de documents :

- 1) Une page de couverture pour chaque exercice utilisant un réacteur, que les responsables des installations ont communiquée au Recueil. Ce document donne, dans un format normalisé, des informations essentielles sur le déroulement de l'exercice utilisant le réacteur. Le modèle de ce document figure parmi les matériaux complémentaires disponibles en ligne.
- 2) Les protocoles détaillés concernant les exercices utilisant un réacteur que les responsables des installations ont tenu à communiquer dans le cadre du Recueil. Ces protocoles ont été fournis dans leur format originel, dans le cas des protocoles fournis aux étudiants, ou dans un format normalisé.

L'AIEA a élaboré un format normalisé qui contient les champs suivants :

- a) Introduction ;
- b) Objet ;
- c) Mesures de sûreté ;
- d) Instruments et matériaux ;
- e) Procédures expérimentales ;
- f) Principal/principaux paramètre(s) mesuré(s) ;
- g) Données types enregistrées ;
- h) Analyse des données, hypothèses et équations ;
- i) Connaissances préalables que les étudiants doivent posséder ;
- j) Résultats ;
- k) Conclusions.

Son modèle, qui décrit brièvement le contenu attendu de chaque champ, figure dans les documents complémentaires disponibles en ligne.

Les protocoles originels sont de bons exemples de documents distribués aux étudiants pour la conduite et l'analyse des exercices utilisant un réacteur de recherche. Ces protocoles ne couvrent pas toujours tous les champs énumérés dans le formulaire normalisé, car des champs supplémentaires peuvent l'être dans des conférences, des manuels et des ouvrages distincts, ou être présentés oralement. Il convient également de noter que l'on s'attend à ce que les étudiants enregistrent et analysent les exercices et en tirent des conclusions en bénéficiant d'orientations adéquates, mais sans avoir aucune idée des résultats expérimentaux attendus.

Les protocoles normalisés constituent de bonnes ressources documentaires pour les professeurs ou les organismes exploitant un réacteur aux fins de l'élaboration d'exercices utilisant ce réacteur. Ces documents peuvent servir de ressource documentaire pour élaborer les protocoles à distribuer aux étudiants. En partant du principe que les étudiants sont censés enregistrer et analyser les exercices et en tirer des conclusions en bénéficiant d'orientations adéquates, il serait judicieux que ces protocoles comportent les champs suivants : Introduction, objet, connaissances préalables que les étudiants doivent posséder, mesures de sûreté, instruments et matériaux, procédures expérimentales, principal/principaux paramètre(s) mesuré(s), orientations sur l'enregistrement et l'analyse des données, et conclusions. De plus, les questions aux étudiants figurant dans le dernier paragraphe des directives relatives à chaque exercice présentées dans le texte du Recueil peuvent être intégrées aux protocoles. Qui plus est, pour

tirer le meilleur parti d'un exercice, les étudiants sont censés établir un rapport et, par la suite, faire un exposé qui décriront le travail accompli, l'analyse des résultats expérimentaux et les conclusions.

A-3. Moteur de recherche pour filtrer les protocoles selon le réacteur de recherche et le pays ou selon le thème de l'exercice.

LISTE DES ABRÉVIATIONS

| | |
|----------|---|
| AAN | analyse par activation neutronique |
| ALARA | niveau de risque le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre |
| ARGONAUT | Argonne's Nuclear Assembly for University Training |
| EIP | événement initiateur postulé |
| EPS | étude probabiliste de sûreté |
| IRT | Réacteur de recherche type (du russe « Исследовательский Реактор Типовой ») |
| LCE | limites et conditions d'exploitation |
| MCNP | Code de transport Monte-Carlo à N particules |
| NORMA | instrument d'optique neutronique et de neutronographie pour l'analyse des matériaux |
| RRDB | Base de données sur les réacteurs de recherche |
| RSNM | Réacteur source de neutrons miniature |
| SCRAM | mise du réacteur à l'arrêt d'urgence |
| SLOWPOKE | Safe LOW-POwer Kritical Experiment |
| TRIGA | Training, Research, Isotopes, General Atomic |

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE

| | |
|-----------------------|--|
| Abou Yehia, H. | Consultant, France |
| Adelfang, P. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Boeck, H. | Université technique de Vienne, Atominstytut (Autriche) |
| Borio di Tigliole, A. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Cantero, P. | Comisión Nacional de Energía Atómica (Argentine) |
| Dybach, O. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Farjallah, N. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Foulon, F. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Lau, E. | Massachusetts Institute of Technology (États-Unis d'Amérique) |
| Peld, N. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Pessoa Barradas, N. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Rezač, R. | CVŘ Centre d'étude de l'énergie nucléaire (République tchèque) |
| Ridikas, D. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Sharma, R. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Shokr, A. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Sitnikov, A. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Sklenka, L. | Université technique tchèque (République tchèque) |
| Sun, K. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Voronov, M. | Agence internationale de l'énergie atomique |
| Vyshniauskas, J. | Agence internationale de l'énergie atomique |

Réunions de consultation

Vienne (Autriche), 14-15 janvier 2015

Vienne (Autriche), 18-22 avril 2016

Réunions techniques

Vienne (Autriche), 16-20 juin 2014

Vienne (Autriche), 18 novembre 2015

Formation/atelier

Vienne (Autriche), 6-9 juin 2017



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

N° 27

OÙ COMMANDER ?

Vous pouvez vous procurer les publications de l'AIEA destinées à la vente chez notre principal distributeur ou dans les grandes librairies. Les publications non destinées à la vente doivent être commandées directement à l'AIEA.

Commande de publications destinées à la vente

Veuillez-vous adresser à votre libraire préféré ou à notre principal distributeur :

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
Royaume-Uni

Commandes commerciales et renseignements :

Tél. : +44 (0)1235 465576
Mél. : trade.orders@marston.co.uk

Commandes individuelles :

Tél. : +44 (0)1235 465577
Mél. : direct.orders@marston.co.uk
www.eurospanbookstore.com/iaea

Pour plus d'informations :

Tél. : +44 (0)207 240 0856
Mél. : info@eurospan.co.uk
www.eurospan.co.uk

Les commandes de publications destinées ou non à la vente peuvent être adressées directement à :

Section d'édition
Agence internationale de l'énergie atomique
Centre international de Vienne
B.P. 100
1400 Vienne (Autriche)
Tél. : +43 1 2600 22529 or 22530
Mél. : sales.publications@iaea.org
www.iaea.org/publications

**Agence internationale de l'énergie atomique
Vienne**