

Introduction

Qu'est-ce que la neutronique ?

Le neutron, que l'on soupçonnait être, avec le proton, l'un des constituants du noyau atomique, fut mis en évidence par le chercheur britannique James Chadwick, en 1932. En bombardant une cible de béryllium par les particules α d'un émetteur radioactif, il observa le rayonnement des neutrons éjectés par la réaction : ${}^4_2\text{He} + {}^9_4\text{Be} \Rightarrow {}^1_0\text{n} + {}^{12}_6\text{C}$.

Dans les matériaux qui s'y prêtent, ces particules sont susceptibles de **diffuser*** et de se ralentir jusqu'à ce qu'elles soient absorbées. En effet, étant, comme leur nom l'indique, électriquement neutres, les neutrons n'interagissent qu'avec les noyaux des atomes, dix-mille à cent mille fois plus petits que les atomes eux-mêmes, et voyagent ainsi quasiment dans du vide. Leurs parcours sont de l'ordre du centimètre – soit



Sir **James Chadwick** (1891-1974) physicien britannique, découvreur du neutron par l'étude de la réaction, toujours utilisée aujourd'hui pour des sources de neutrons : ${}^4\text{He} + {}^9\text{Be} \Rightarrow {}^1\text{n} + {}^{12}\text{C}$

« Poursuivant l'étude entreprise par Rutherford du bombardement des éléments légers par des particules α , le physicien allemand Bothe découvrit (1931) que le béryllium, ainsi bombardé, émet un rayonnement beaucoup plus pénétrant que le rayonnement γ . Frédéric Joliot et Irène Joliot-Curie découvrirent (1932) que ce rayonnement de Bothe traversant des structures hydrogénées, telle la paraffine, projette vers l'avant des protons de grande énergie. Enfin, le physicien anglais Chadwick, reprenant ces expériences avec une chambre de Wilson remplie d'hydrogène, d'hélium ou d'azote, montra que les noyaux des atomes de ces divers éléments sont projetés par le rayonnement de Bothe comme si ce rayonnement était constitué par des projectiles neutres (ne laissant aucune trace ionisée dans les gaz traversés) de diamètre comparable à ceux des noyaux et ayant une masse voisine de celle du proton. Il nomma cette nouvelle particule nucléaire neutron (symbole n) et admit qu'elle était arrachée au noyau de l'atome de béryllium par la réaction ${}^4\text{He} + {}^9\text{Be} \Rightarrow {}^{12}\text{C} + \text{n}$. »

Extrait des compléments (1970) de **Francis Perrin** à l'ouvrage de son père **Jean Perrin**, *Les Atomes* (1913).



En 1938, en Allemagne, la fission induite par neutron est découverte par **Otto Hahn** (à gauche, 1879-1968), **Fritz Strassmann** et **Lise Meitner** (à droite, 1878-1968).

cent millions d'atomes traversés – et peuvent même s'étendre, à vol d'oiseau, sur des décimètres dans les matériaux qui les diffusent bien, tels l'eau, l'eau lourde ou le graphite. La neutronique, née avec l'expérience de Chadwick, peut ainsi être définie comme **l'étude du cheminement des neutrons dans la matière**.

Quelques années plus tard, en 1938, en Allemagne, la **fission*** induite par neutron fut découverte par Otto Hahn, Fritz Strassmann et Lise Meitner ; en 1939, en France, Frédéric Joliot-Curie mit en évidence l'émission de deux ou trois neutrons secondaires, lors de la fission.

Les physiciens comprirent vite que cela permettait d'envisager une réaction en chaîne : neutrons => fissions => neutrons => fissions => etc. (fig. 1). Cette réaction doit dégager une quantité considérable d'énergie (200 MeV par fission, soit typiquement un million de fois plus qu'une réaction chimique si elle peut être auto-entretenue). Il fallut alors compléter la définition précédente : ... **et l'étude des conditions d'une réaction en chaîne**, en particulier du facteur de multiplication, rapport entre l'effectif des neutrons (ou des fissions) à une génération donnée et l'effectif à la génération précédente.

Dans un réacteur nucléaire, la réaction en chaîne est contrôlée grâce à des dispositifs appropriés (barres de contrôle, poisons consommables...) de façon à maintenir constante la population de neutrons. Dans ce cas, le facteur de multiplication des neutrons est égal à 1 et le réacteur est dit « **critique*** ». Si ce facteur est plus grand que 1, la population de neutrons croît exponentiellement en fonction du temps et le réacteur est dit « **sur-critique*** ». Enfin, s'il est inférieur à 1 la population des neutrons s'éteint : le réacteur est dit « **sous-critique*** ».

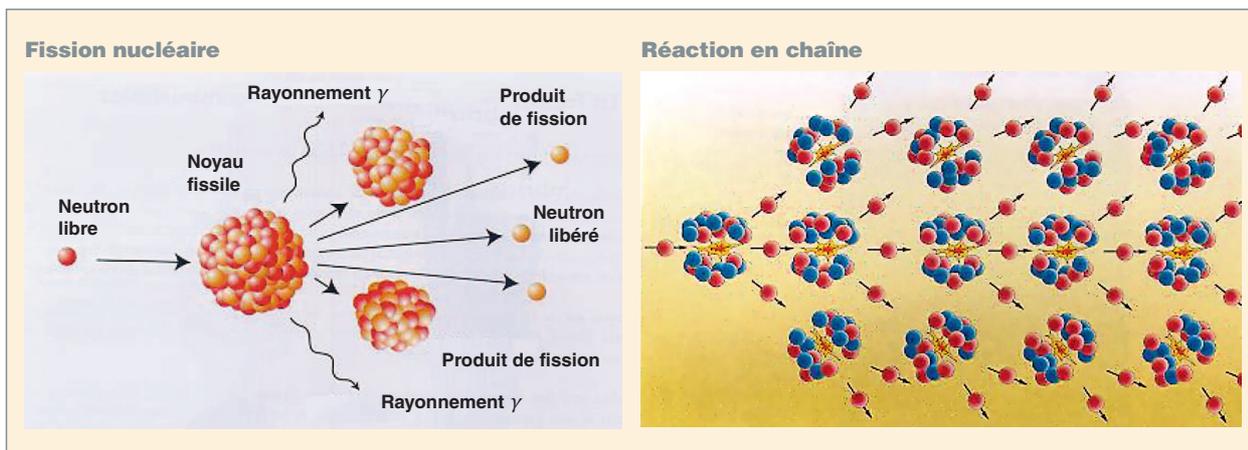


Fig. 1. Fission nucléaire et réaction en chaîne.

Quelques caractéristiques du processus de fission

Le bilan énergétique de la fission

La réaction de fission libère une énergie correspondant à la différence d'énergie entre les états initiaux et finals, soit environ 200 MeV, correspondant principalement à la différence d'énergie de liaison du noyau lourd initial et des produits de fission. Cette énergie est libérée essentiellement sous la forme d'énergie cinétique des fragments de fission (tableau 1). Ceux-ci étant excités et radioactifs libèrent à leur tour de l'énergie sous forme de rayonnements *bêta* et *gamma*, ainsi que des neutrinos, qui emportent eux aussi une petite partie de l'énergie de la réaction. Les produits de fission ayant un parcours très faible dans la matière, on peut considérer que leur énergie cinétique est dissipée localement sous forme de chaleur dans le combustible. Il n'en va pas de même pour les contributions neutron, *bêta*, *gamma* et neutrino, qui peuvent être à la fois différées dans le temps (cas de la désintégration radioactive des produits de fission donnant lieu à la une dissipation de puissance dite « résiduelle ») et déposées loin du lieu de la fission (radioprotection).

Deux familles de neutrons issus de la fission : neutrons prompts et neutrons retardés

La fission d'un noyau lourd peut se faire de façon très variée et l'on recense plus d'un millier de fragments de fission. Certains d'entre eux, appelés « précurseurs », sont situés en dehors de la vallée de stabilité des noyaux et subissent, par conséquent, une (ou plusieurs) décroissance(s) radioactive(s) *bêta*. Dans quelques cas, l'énergie de séparation d'un neutron du noyau fils est relativement faible, et l'énergie d'excitation de ce noyau est supérieure à l'énergie de séparation. Le noyau a alors la possibilité d'émettre un neutron. Les neutrons provenant de cette seconde émission sont « en retard » par rapport aux neutrons de fission : l'intervalle de temps entre fission et émission de neutrons retardés est régi par la loi de décroissance radioactive *bêta* des noyaux précurseurs. L'ordre de grandeur du décalage va de la fraction de seconde à quelques dizaines de secondes.

Les neutrons retardés sont peu nombreux, par rapport aux **neutrons prompts** émis instantanément lors des fissions : dans le cas de l'uranium 235, seuls 0,66 % (660 pcm*) de l'ensemble des neutrons naissant par fission apparaissent de manière retardée. Le décalage par rapport à la fission, pour ces neutrons est important, en pratique de l'ordre de 11 s environ. Cette faible proportion suffit pourtant à modifier le comportement cinétique de la population globale, en augmentant notablement le temps moyen entre deux générations successives de neutrons. C'est grâce à ce phénomène physique que la réaction en chaîne est contrôlée dans les réacteurs nucléaires.

Tableau 1
Bilan énergétique en MeV de la fission induite par des neutrons sur différents noyaux lourds

D'après M.F. James, " Energy Released in Fission", *Journal of Nuclear Energy*, vol. 23, p. 529, 1969.

	U 235	U 238	Pu 239	Pu 241
Fragments de fission	166,2	166,9	172,8	172,2
Neutrons	4,8	5,5	5,9	5,9
Gammas prompts	8,0	7,5	7,7	7,6
Gammas des produits de fission	7,2	8,4	6,1	7,4
Bêtas des produits de fission	7,0	8,9	6,1	7,4
Neutrinos/antineutrinos	9,6	11,9	8,6	10,2
Énergie totale libérée par fission	202,7	205,9	207,2	210,6

La première réaction en chaîne auto-entretenu et contrôlée fut réalisée, dans le cadre du projet Manhattan, par Enrico Fermi dès 1942 dans la première pile de Chicago (CP1). Si, dans cette expérience, la puissance de la pile ne dépassa pas quelques watts, très vite des réacteurs délivrant une grande puissance – d’abord destinés à produire du plutonium pour les premières bombes atomiques, ensuite pour la production d’électricité – furent construits ; il fallut ajouter une troisième composante à la définition de la neutronique : ... **et l’étude des modifications de la température et de la composition de la matière dues aux réactions nucléaires.**

La neutronique : du phénomène microscopique à la grandeur macroscopique

À la base, la neutronique, branche de la physique nucléaire, est une science du microscopique : l’étude des interactions entre les neutrons et les noyaux atomiques dont les principales sont décrites dans le tableau 2 .

L’occurrence de ces réactions nucléaires induites par les neutrons est caractérisée par les sections efficaces microscopiques (voir encadré).

Les échelles en espace et en temps de la neutronique

Son double visage – microscopique et macroscopique – et la variété de ses objectifs font que la neutronique met en jeu des échelles d’espace et de temps extrêmement larges, comme indiqué dans le tableau ci-dessous.

Échelles en espace de la neutronique

10 ⁻¹⁵ m	Distance d’interaction neutron-noyau.
10 ⁻³ à 10 ⁻² m	Libre parcours* des neutrons* (avant interaction).
10 ⁻¹ à 1 m	Parcours à vol d’oiseau des neutrons (avant absorption).
1 mètre à plusieurs dizaines de mètres	Dimension d’un réacteur nucléaire* .

Échelle en temps de la neutronique

0 à 10 ⁻¹⁴ s	Interaction neutron-noyau.
10 ⁻⁹ s	Parcours élémentaire d’un neutron rapide* .
10 ⁻⁷ s	Explosion nucléaire dans une arme.
10 ⁻⁵ s	Parcours élémentaire d’un neutron thermique* .
10 ⁻⁶ à 10 ⁻³ s	Temps de vie des neutrons dans les réacteurs.
10 ⁻² s	Transitoire dans un accident de criticité* .
10 s	Retard moyen à l’émission des neutrons retardés* .
10 ² s	Transitoire dans une mise à l’équilibre thermique.
1 jour	Transitoire dû au xénon* 135.
1 à 4 ans	Irradiation d’un combustible nucléaire* .
50 ans	Ordre de grandeur de la durée de vie d’un réacteur nucléaire.
300 ans	Extinction radioactive des produits de fission* .
10 ³ à 10 ⁶ ans	Extinction radioactive des actinides* artificiels.
2.10 ⁹ ans	Âge du réacteur naturel d’ Oklo* .

Les deux grandeurs fondamentales que la neutronique cherche à déterminer dans un réacteur sont la population neutronique et la composition isotopique. Ces grandeurs doivent être connues de façon détaillée à tout instant et en tout point du réacteur, que ce soit en fonctionnement normal ou accidentel.

Les variables dont dépendent ces grandeurs sont décrites dans le tableau 3.

La neutronique est une discipline qui présente la particularité d’utiliser des données microscopiques issues du monde quantique (sections efficaces microscopiques...) pour calculer des grandeurs macroscopiques (puissance volumique d’un réacteur...). C’est donc aussi, et surtout, une science du macroscopique : selon une modélisation très similaire à celle de la mécanique des fluides, la population des neutrons est caractérisée par sa densité en tout point – nombre de particules par unité de volume – et est assimilée à un fluide continu évoluant dans le système.

Les objectifs et enjeux de la neutronique

L’objectif principal de la neutronique est la conception et le suivi des réacteurs, en particulier les réacteurs électronucléaires. Mais d’autres problématiques de la science ou de l’industrie font aussi appel aux neutroniciens :

- L’évaluation du risque de criticité dans les installations manipulant des matières fissiles, notamment les usines du cycle du combustible des réacteurs ;
- l’étude des couvertures des (futurs) réacteurs à fusion thermonucléaire ;
- les études de protection contre les rayonnements (de neutrons, et de photons *gamma* posant des problèmes très similaires) ;
- l’évaluation de la **fluence*** reçue par la cuve des réacteurs ;
- l’étude de l’activation des structures par les neutrons en vue du démantèlement d’une installation nucléaire, par exemple ;
- l’incinération de déchets nucléaires ;
- l’utilisation des neutrons en imagerie, pour l’examen des structures moléculaires ou cristallines, et en médecine ;
- l’utilisation des neutrons en analyse par activation...

Dans son acception élargie, la neutronique se décline donc selon les domaines suivants :

- La physique du cœur d’un réacteur en fonctionnement normal ou accidentel ;
- la criticité de la matière fissile traitée dans les opérations intervenant dans le cycle du combustible ;
- la radioprotection des installations nucléaires ;
- l’instrumentation nucléaire en cœur ou hors cœur.

Tableau 2

Principaux processus nucléaires se déroulant dans un réacteur			Notation usuelle du type de la réaction
Les processus photo-nucléaires $[(\gamma, n), (\gamma, f), \dots]$ ne sont pas décrits ici.			
A_ZX désigne un noyau cible de numéro atomique Z et de nombre de masse A.			
Interaction sans formation d'un noyau composé			Notation usuelle du type de la réaction
Diffusion* potentielle (élastique)	$n + {}^A_ZX \rightarrow n + {}^A_ZX$	Toujours possible.	(n, n)
Interactions passant par la formation d'un noyau composé			
Diffusion résonnante élastique	$n + {}^A_ZX \rightarrow n + {}^A_ZX$	Toujours possible.	(n, n)
Diffusion résonnante inélastique	$n + {}^A_ZX \rightarrow n' + {}^A_ZX^*$ ${}^A_ZX^* \rightarrow \gamma + {}^A_ZX$	Seuil : premier niveau d'énergie de A_ZX .	(n, n')
Diffusion (n, 2n)	$n + {}^A_ZX \rightarrow n_1 + n_2 + {}^{A-1}_ZX$	Seuil : énergie de séparation d'un neutron de A_ZX .	(n, 2n)
Capture* radiative	$n + {}^A_ZX \rightarrow \gamma + {}^{A+1}_ZX$	Toujours possible.	(n, γ)
Capture donnant une particule chargée légère	$n + {}^A_ZX \rightarrow p + {}^{A-1}_{Z-1}Y$ $n + {}^A_ZX \rightarrow \alpha + {}^{A-3}_{Z-2}Y$ etc.	Généralement à seuil ; parfois sans seuil.	(n, p) (n, α)
Fission*	$n + {}^A_ZX \rightarrow PF_1 + PF_2 + \nu n$ (ν compris entre 0 et 7, généralement 2 ou 3)	Sans seuil pour les noyaux lourds impairs en neutrons ; sinon seuil (hormis l'« effet tunnel »).	(n, f)
Principaux phénomènes radioactifs se déroulant dans un combustible nucléaire			Notation usuelle du type de phénomène
Désintégration alpha	${}^A_ZX \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}Y + {}^4_2He$	4_2He est un noyau d'hélium 4 aussi appelé « particule alpha* »	(α)
Désintégration bêta moins	${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z+1}Y + e^- + \bar{\nu}$	e^- est un électron aussi appelé particule « bêta moins* » $\bar{\nu}$ est un antineutrino*	(β^-)
Désintégration bêta plus	${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z-1}Y + e^+ + \nu$	e^+ est un positon aussi appelé particule « bêta plus* » ν est un neutrino*	(β^+)
Capture électronique	$e^-_{\text{atomique}} + {}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z-1}Y$	e^-_{atomique} est un électron appartenant au cortège électronique de l'atome A_ZX .	(C.E.)
Transition isomérique	${}^A_ZX^* \rightarrow {}^A_ZX + \gamma$	${}^A_ZX^*$ est un isomère se désexcitant en émettant un rayonnement gamma* noté « γ ».	(T.I.)
Émission de neutrons retardés	${}^A_ZX^* \rightarrow {}^{A-1}_ZX + n$	${}^A_ZX^*$ est un produit de fission appelé « précurseur de neutrons retardés »	
Fission spontanée	${}^A_ZX \rightarrow PF_1 + PF_2 + \nu n$	A_ZX est un noyau lourd* (ν : nombre de neutrons émis)	(fs)

Les équations de la neutronique

Les équations de la neutronique décrivent le transport des neutrons dans la matière et les modifications de la composition de cette dernière suite aux processus nucléaires induits. Des simplifications peuvent être faites.

Les interactions neutrons-électrons sont totalement négligeables, car elles ne peuvent se faire que par interaction faible.

Les interactions neutrons-neutrons sont, elles aussi, négligeables ; cela est une question de densité : il y a dans un réacteur de puissance environ 1 neutron pour 10^{14} noyaux atomiques. À l'état libre, les neutrons disparaissent par radioactivité, mais cela est aussi totalement négligeable dans les réacteurs, car la période radioactive ($\sim 1\,000$ s) est très longue devant le temps de cheminement des neutrons (moins d'une milliseconde).

Une donnée de base importante de la neutronique : les sections efficaces microscopiques

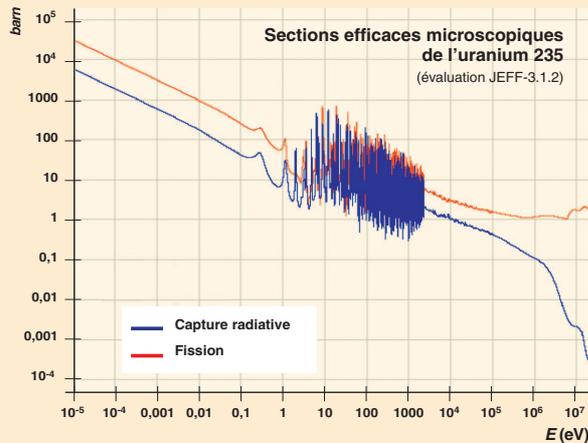


Fig. 2. Sections efficaces microscopiques de capture et de fission de l'uranium 235, en fonction de l'énergie du neutron incident.

La section efficace microscopique σ d'un noyau caractérise la probabilité qu'un neutron d'interagir avec celui-ci : on peut imaginer une section efficace comme la section droite d'un noyau vue par un neutron qui se présente ; mais cette image est trop simple, car elle n'explique pas les variations souvent très nombreuses et très importantes de sections efficaces avec la vitesse du neutron incident – les résonances –, dues aux niveaux d'énergie des noyaux et au caractère quantique de l'interaction.

La section efficace microscopique s'exprime en barns (1 barn = 10^{-24} cm²) et permet de relier le taux de réaction R au flux scalaire de neutrons ϕ et au nombre de noyaux cibles par unité de volume N :

$$R = N\sigma\phi$$

Les neutrons présents dans le réacteur n'induisent pas seulement des fissions (sinon la réaction en chaîne ne serait pas équilibrée), mais toute une série de **réactions nucléaires**, plus ou moins probables.

On distingue autant de sections efficaces microscopiques que de réactions nucléaires possibles entre le neutron incident et le noyau cible.

Pour les énergies incidentes de neutrons qui sont celles de la physique des réacteurs, il existe deux types de réactions possibles :

1. La **diffusion potentielle élastique*** qui est la simple réflexion du neutron par la barrière de potentiel du noyau. La collision est de même type que celle de deux boules de billard. Il s'agit du mécanisme le plus probable de ralentissement des neutrons.
2. La quasi-totalité des autres réactions se fait par un unique mécanisme : la formation d'un **noyau composé***, constitué du noyau initial et du neutron incident. Ledit noyau composé est excité, car le neutron lui apporte son énergie de liaison et son énergie cinétique.

Le noyau composé « choisit » ensuite sa voie de désexcitation, indépendamment de son mode de formation. On citera :

- la **diffusion résonnante élastique*** : qui laisse le noyau dans son état fondamental (le noyau composé choisit de retourner vers le système qui lui a donné naissance) ;
- la **diffusion résonnante inélastique*** : où l'identité du noyau heurté est inchangée, mais ce noyau est amené dans l'un ou l'autre de ses états excités ;
- la **capture radiative*** : dans laquelle le noyau composé se désexcite par la seule émission d'un (ou plusieurs) photon(s) ;
- la **fission*** : dans laquelle le noyau composé se désexcite en se fragmentant en deux ou trois fragments de fission de masse intermédiaire avec émission de quelques neutrons ;
- et d'autres réactions moins courantes.

Une des difficultés de la neutronique consiste à prendre en compte de manière précise la variation très complexe des sections efficaces microscopiques en fonction de la vitesse (ou de l'énergie) du neutron (voir fig. 2).

En dépit d'une densité faible, la population des neutrons est nombreuse, de l'ordre de 10^8 neutrons par cm³, et peut donc être décrite de façon statistique.

Ce traitement statistique peut se faire par la méthode de Monte-Carlo. Cette méthode, dite « stochastique », qui avait déjà été imaginée par Fermi, est aujourd'hui couramment mise en œuvre grâce aux puissants ordinateurs dont on dispose. Elle consiste en un échantillonnage d'histoires de neutrons – souvent plusieurs millions à plusieurs milliards – reconstituées le plus exactement possible par simulation informatique (tirage au sort des événements selon les lois de probabilité correctes, dans le processus markovien qu'est le cheminement d'un neutron).

Mais le traitement « déterministe », le seul qui était envisageable dans les débuts de la neutronique, reste encore aujourd'hui celui qui est le plus couramment mis en œuvre, car beaucoup plus performant en terme de rapport coût/précision. La population des neutrons dans un système est très

analogue à celle d'un gaz parfait : c'est la raison pour laquelle les neutroniciens ont pu reprendre, en l'adaptant, l'équation que Boltzmann avait écrite pour les gaz, en 1879, c'est-à-dire un demi-siècle avant la découverte du neutron.

Dans un réacteur nucléaire, la population neutronique est régie par l'équation de Boltzmann ou « équation du transport » et la composition isotopique (dont dépend la population neutronique) par les équations de Bateman ou « équations d'évolution ».

L'équation de Boltzmann

L'équation de Boltzmann établit le bilan de la population neutronique en fonction des variables – espace, vecteur vitesse (ou énergie et direction), temps – dont dépend cette dernière, en tenant compte des différents types de réactions nucléaires susceptibles de créer ou de faire disparaître des neutrons (voir *infra* le chapitre intitulé « Les méthodes de la neutronique », p. 43 et suiv.).

Les données nécessaires à la résolution de l'équation de Boltzmann sont les données nucléaires des différents nucléides présents dans le réacteur et les concentrations de ces derniers, ainsi que d'éventuelles sources externes de neutrons. Ces grandeurs sont résumées dans le tableau 4.

La résolution de l'équation de Boltzmann fournit le flux de neutrons, grandeur caractérisant la population neutronique. On peut déduire du flux les grandeurs dérivées telles que les taux de réaction. Le tableau 5 présente l'ensemble de ces grandeurs physiques.

Il faut noter que la propagation des photons *gammas*, fondamentale dans le cadre de la radioprotection, est régie par une équation de Boltzmann similaire à celle des neutrons.

Les équations de Bateman

Les réactions nucléaires n'ont pas seulement une influence sur la population de neutrons ; elles font également varier la population de noyaux atomiques. L'évolution des concentrations des différents nucléides est régie par les équations de

Bateman, ensemble d'équations de bilan en espace et en temps, tenant compte des créations et des disparitions par réactions nucléaires et processus de décroissance radioactive (voir *infra*, le chapitre intitulé « Les méthodes de la neutronique », p. 43 et suiv.).

Les données nécessaires à la résolution des équations de Bateman sont les données de décroissance des différents nucléides présents dans le réacteur et les taux de réaction issus de la résolution de l'équation de Boltzmann. Ces grandeurs sont résumées dans le tableau 6.

La résolution des équations de Bateman fournit les concentrations des différents nucléides présents dans le réacteur (qui figurent parmi les données de l'équation de Boltzmann) et les activités associées.

Le tableau 7 (p. 13) présente l'ensemble de ces grandeurs physiques. Les grandeurs dérivées telles que les puissances résiduelles (α , β , γ et neutron), les sources de rayonnements et les radio-toxicités s'en déduisent directement.

Tableau 3

Les variables usuelles de la neutronique			
Grandeur	Notation usuelle	Définition	Unité usuelle
Point	\vec{r}	Position dans le système.	cm
Vitesse	v	Vitesse du neutron.	cm.s ⁻¹
Phase	$\vec{\Omega}$	Direction du neutron.	sr
Temps	t	Instant considéré, temps.	s
Espace des phases	$P \equiv (\vec{r}, E, \vec{\Omega})$	Point dans l'espace des phases.	–
Énergie	E	Énergie du neutron.	eV, keV, MeV
Léthargie	$u = \ln \frac{E_0}{E}$	Grandeur sans dimension caractérisant l'énergie du neutron par rapport à une énergie arbitraire E_0 .	–

Tableau 4

Données de l'équation de Boltzmann pour le transport des neutrons			
Grandeur	Notation usuelle	Définition	Unité usuelle
Concentration	$N_i(\vec{r}, t)$	Nombre d'atomes d'espèce i par unité de volume en \vec{r} , à un instant t donné.	cm ⁻³
Section efficace microscopique	$\sigma(E)$	Section droite de la « cible » (noyau atomique « vu » par un neutron).	barn (b)
Section efficace macroscopique	$\Sigma(\vec{r}, E, t) = N(\vec{r}, t)\sigma(E)$	Probabilité de collision par unité de longueur.	cm ⁻¹
Libre parcours moyen	$\frac{1}{\Sigma(\vec{r}, E, t)}$	Distance moyenne parcourue avant la collision suivante.	cm
Kerma fission	κ	Énergie déposée dans le réacteur.	MeV
Multiplication par fission	ν	Nombre moyen de neutrons émis par fission.	–
Spectre de fission	$\chi(E, E')$	Proportion de neutrons émis à l'énergie E' suite à une fission induite par un neutron d'énergie E .	MeV ⁻¹
Source	$S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$	Émission de neutrons par unité de volume en \vec{r} , d'énergie en E , d'angle solide dans la direction $\vec{\Omega}$ et de temps en t .	cm ⁻³ . MeV ⁻¹ . sr ⁻¹ .s ⁻¹

Tableau 5

Grandeurs physiques fondamentales déduites de la résolution de l'équation de Boltzmann pour le transport des neutrons			
Grandeur	Notation usuelle	Définition	Unité usuelle
Densité de neutrons	$n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$	Nombre de neutrons par unité de volume en \vec{r} , par unité d'énergie en E , par unité d'angle solide dans la direction $\vec{\Omega}$, à un instant t donné.	$\text{cm}^{-3} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{sr}^{-1}$
Flux en phase	$\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) = n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) v$	Nombre de neutrons de vitesse v traversant perpendiculairement une surface unité située en \vec{r} , de normale $\vec{\Omega}$, par unités d'énergie en E , d'angle solide dans la direction $\vec{\Omega}$ et de temps en t .	$\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{sr}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$
Flux scalaire	$\phi(\vec{r}, E, t)$	Intégrale en angle du flux en phase.	$\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$
Flux total	$\Phi(\vec{r}, t)$	Intégrale en énergie du flux scalaire.	$\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
Courant	$\vec{J}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) = \vec{\Omega} \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$	$\vec{J}(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) \cdot \vec{N}$ Nombre de neutrons traversant une surface unité située en \vec{r} de normale \vec{N} par unités d'énergie en E , d'angle solide dans la direction $\vec{\Omega}$ et de temps en t .	$\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{sr}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$
Taux de réaction	$\tau_i(\vec{r}, E, t) = \Sigma_i(\vec{r}, E, t) \phi(\vec{r}, E, t)$	Nombre de réactions de type i par unités de volume en \vec{r} , d'énergie en E et de temps en t .	$\text{cm}^{-3} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$
Taux de réaction intégré en énergie	$\tau_i(\vec{r}, t)$	Nombre de réactions de type i par unités de volume en \vec{r} , et de temps en t .	$\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$
Fluence	$F(\vec{r}, t) = \int_0^t \Phi(\vec{r}, t') dt'$	Flux total intégré sur le temps, nombre de neutrons reçus par unité de surface en \vec{r} , au bout du temps t .	cm^{-2} ou kilobarn ⁻¹
Taux de combustion (ou <i>burn-up</i>)	$Bu = \int \frac{\kappa}{\rho} \Sigma_f(\vec{r}, E, t) \phi(\vec{r}, E, t) d^3r dE dt$	Énergie thermique produite par unité de masse où ρ est la masse spécifique du combustible (métaux lourds seulement).	MWj/t
Facteur de multiplication	k	Effectif d'une génération rapporté à celui de la génération précédente	–
Réactivité	$\rho = \frac{k - 1}{k}$	Écart à l'état critique $\rho < 0$: état sous-critique $\rho = 0$: état critique $\rho > 0$: état sur-critique	pcm (pour cent mille)

Tableau 6

Données des équations de Bateman			
Grandeur	Notation usuelle	Définition	Unité usuelle
Constantes de décroissance partielle	$\lambda_{\alpha i}, \lambda_{\beta-}, \lambda_{\beta+}, \dots$	Probabilité de désintégration par unité de temps du nucléide i , suivant un processus radioactif donné.	s^{-1}
Taux de réaction microscopique intégré en énergie	$\int_E \sigma_{q,k \leftarrow m}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE$	Taux microscopique de formation (resp. de disparition) d'un nucléide k (resp. m).	s^{-1}
Rendements de fission	$Y_{i \leftarrow f}(E)$	Rendement de fission du nucléide i pour une fission induite par un neutron d'énergie E sur un noyau fissile f .	–

Tableau 7

Grandeurs physiques fondamentales déduites de la résolution des équations de Bateman			
Grandeur	Notation usuelle	Définition	Unité usuelle
Concentration	$N_i(\vec{r}, t)$	Nombre d'atomes du nucléide i par unité de volume en \vec{r} à un instant t donné.	cm^{-3}
Activité	$A_i(\vec{r}, t) = \lambda N_i(\vec{r}, t)$	Nombre de désintégrations du nucléide i par unité de volume en \vec{r} et par unité de temps en t , relatives au processus radioactif de constante λ .	$\text{Bq} \cdot \text{cm}^{-3}$

Couplage des équations

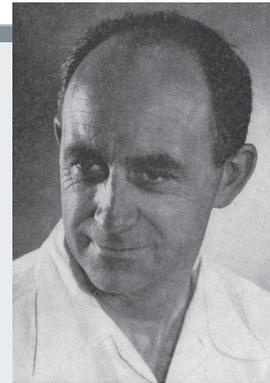
On notera qu'en toute rigueur, les **équations de Boltzmann et de Bateman*** sont couplées entre elles, car les taux de réaction dépendent du flux des neutrons, lequel flux dépend lui-même de la composition du système. Cependant, dans la pratique, on peut découpler ces équations en les résolvant séparément sur des intervalles de temps successifs suffisamment courts pour pouvoir négliger, sur chacun de ces intervalles, les variations de composition isotopique dans l'équation de Boltzmann et de flux dans les équations de Bateman.

Aux équations de Boltzmann et de Bateman, il faut joindre les équations explicitant les effets de température et de contre-réactions thermo-hydrauliques.

De gauche à droite : **Frédéric Joliot-Curie** (1900-1958), prix Nobel de Chimie en 1935 avec son épouse **Irène Joliot-Curie** pour la « synthèse de nouveaux éléments radioactifs » (découverte de la radioactivité artificielle), **Hans von Halban** (1908-1964), **Lew Kowarski** (1907-1979). En 1939, ils mettent en évidence l'émission de deux ou trois neutrons secondaires, lors de la fission.

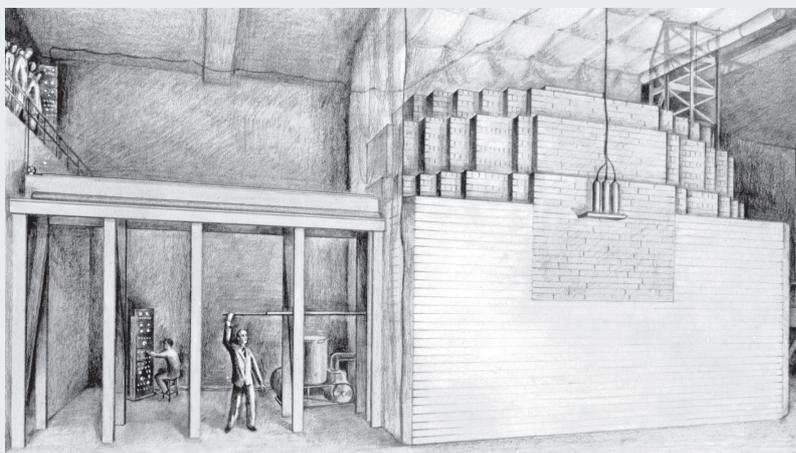


Enrico Fermi (1901-1954) obtiendra le prix Nobel (1938) pour ses travaux non pas en neutronique, mais sur la radioactivité *bêta*. **Enrico Fermi** et son équipe construisent et font fonctionner la première pile atomique de l'histoire de l'humanité, sous les gradins des tribunes du terrain de football de l'Université de Chicago. Il établit la formule des quatre facteurs, toujours utilisée aujourd'hui, et esquisse la théorie de l'autoprotection des résonances. Il est remarquable que, dès cette « première », Fermi ait pensé à tous les aspects fondamentaux des réacteurs nucléaires : le contrôle, la commande, la radioprotection et la sûreté (arrêt d'urgence), ainsi qu'au dialogue nécessaire entre les acteurs assurant ces différentes fonctions.



Le développement de la neutronique en France : recherche, industrie et enseignement

Le savant américain d'origine hongroise, **Leó Szilárd**, avait prédit au début de l'année 1939, dans une lettre envoyée à **Frédéric Joliot-Curie**, la production de plusieurs *neutrons* à la suite de la cassure d'un *noyau d'uranium* provoquée par un *neutron*. En avril de la même année, dans son laboratoire du Collège de France, **Frédéric Joliot-Curie** et ses collaborateurs **Hans Halban** et **Lew Kowarski**, rejoints par **Francis Perrin**, mettent en évidence ce phénomène à l'origine de l'émission de 2 ou 3 neutrons, et ce, une semaine avant l'équipe américaine de **Leó Szilárd** et **Enrico Fermi**. Ils comprennent très vite l'intérêt pratique que l'on peut tirer de ce phénomène de fission nucléaire – la production d'énergie – et cernent les conditions dans lesquelles ce processus est favorisé (neutrons ralentis interagissant avec des noyaux d'ura-



La pile atomique de Chicago. Si l'on peut trouver des photos des premières couches de l'empilement, il ne nous est resté qu'un dessin et une peinture reconstituant de mémoire, plusieurs mois après, la pile de Chicago. Elle divergea le 2 décembre 1942 en dégageant quelque 0,5 watt. Les jours suivants, Enrico Fermi la fit monter à quelques centaines de watts, avant de la démonter.

nium 235). En témoignent les trois brevets déposés les 1^{er}, 2 et 4 mai 1939 au nom de la Caisse Nationale de la Recherche Scientifique (CNRS). Dans le brevet du 4 mai, **Francis Perrin** établit une formule de la *masse critique*. L'équipe française s'attache tout de suite à acquérir de l'eau lourde (le deutérium avait été découvert par l'américain **Harold Urey**, également en 1932) en vue de construire une pile atomique (l'expression « réacteur nucléaire » n'existe pas encore).

Le commencement de la Seconde Guerre mondiale arrête ce projet, et ce sont finalement **Enrico Fermi** et son équipe qui construiront et feront fonctionner la première pile atomique de l'histoire de l'humanité, sous les gradins des tribunes du terrain de football de l'Université de Chicago. **Enrico Fermi** avait préalablement établi la célèbre formule de neutronique donnant le facteur de multiplication des neutrons dans un milieu fissile, la « **formule des quatre facteurs** », qui lui permettra de prédire la *masse critique* de cette première pile atomique. Constituée de 6 tonnes d'uranium métal, de 50 tonnes d'oxyde et 400 tonnes de graphite, matériau ralentisseur de neutrons et peu absorbant, elle diverge le 2 décembre 1942. Contrôlée par des barres de cadmium, matériau absorbant de neutrons thermiques, elle délivrera, à sa première divergence, volontairement pour des raisons de radioprotection, moins d'un watt de puissance.

Dès après la fin de la Seconde Guerre mondiale, le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), créé par ordonnance le 18 octobre 1945, construit, à l'intérieur du Fort de Châtillon à Fontenay-aux-Roses en région parisienne, la première pile atomique française, **ZOÉ** (pour puissance Zéro,

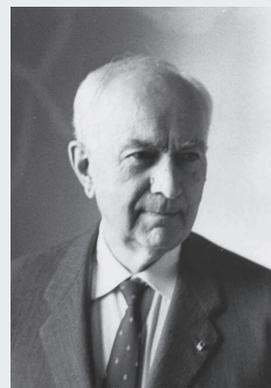
Oxyde d'uranium, Eau lourde) qui diverge le 15 décembre 1948, à 12 h 12.

À l'occasion des 50 ans du CEA, s'est tenu le 12 février 1996, à Paris, un colloque intitulé « **Naissance d'une discipline scientifique : la neutronique** », ouvert par **Georges Vendryes** et au cours duquel se sont succédé six communications, retraçant les grandes étapes du développement de la neutronique en France et la vision conceptuelle et prospective qu'en ont ses acteurs : celle de **Jean Bussac** sur « Le rôle du CEA dans les premiers développements de la neutronique », de **Paul Reuss** sur « L'évolution des paradigmes en neutronique », de **Daniel Paya** sur « La physique nucléaire et la neutronique », de **Jean-Baptiste Thomas** sur « Les applications de la neutronique. Les réacteurs à neutrons thermiques », de **Massimo Salvatorès** sur « Les applications de la neutronique. Les réacteurs à neutrons rapides », de **Pierre Bacher** sur « Les problèmes de formation dans le domaine de la neutronique ».

Après l'ère des pionniers (**Frédéric Joliot-Curie, Hans Halban, Lew Kowarski, Francis Perrin, Irène Joliot-Curie, Bertrand Goldschmidt...**), se développent la *neutronique théorique*, d'une part, et la *neutronique expérimentale*, d'autre part, sous l'impulsion et la direction de **Jacques Yvon**, professeur de physique théorique à l'Université de Strasbourg, spécialiste de la mécanique statistique. L'une des figures de proue des théoriciens de la nouvelle génération est **Jules Horowitz**, souvent présenté comme le fondateur de l'École française de neutronique et dont le nom a été donné au réacteur expérimental RJH.

En 1952, **Jacques Yvon** cède la direction du Service de Physique Mathématique (SPM) qu'il dirigeait depuis 1949, date de sa création au sein du CEA, à **Jules Horowitz**, pour prendre la direction d'une nouvelle entité le « Département des Études de Piles » (DEP). Les unités du CEA/DEN dont l'activité est axée sur le développement de codes et méthodes de calcul et la neutronique expérimentale sont filles du DEP et du SPM.

L'équipe ZOÉ, en décembre 1948 ; du premier rang au dernier rang et de gauche à droite : André Ertaud, Bertrand Goldschmidt, Maurice Surdin, Lew Kowarski, Frédéric Joliot-Curie, Eugène le Meur, Jules Guéron, Jacques Stohr, Roland Echard, José Foglia, Hubert de Laboulaye, Roger Martin, Henry Fauquez, Edmond Jaly, Roger Beauge, Jacky Weill, Jacques Pottier, Jules Chimot, André Berthelot, Jacques Cordeaux, Anatole Rogozinski, Victor Raievski, Georges Valladas, Gaston Clairet, Maurice Nel, Robert Bonnerue.



Jacques Yvon (1901-1979) fut chef du Service de Physique Mathématique, puis Haut-commissaire (1970-1975).



Jules Horowitz (1921-1995) est souvent considéré comme le fondateur de l'« École française de neutronique », au Service de Physique Mathématique ; il fut ensuite Directeur des Piles atomiques puis, de la Recherche fondamentale au CEA.

Jules Horowitz inaugure la période d'élaboration des modèles physico-mathématiques de la physique des réacteurs nucléaires. Le *modèle de thermalisation des neutrons* de **Jules Horowitz** et **Michel Cadilhac** et la *formule ABH (Amouyal-Benoist-Horowitz)* donnant le *facteur d'utilisation thermique* en sont deux exemples.

De son côté, **Georges Vendryes** a en charge d'asseoir la neutronique sur une base expérimentale large et solide, notamment avec les mesures de *sections efficaces* auxquelles le réacteur à eau lourde EL2, construit sur le site de Saclay, est prioritairement affecté. Des « maquettes critiques » seront construites et exploitées sur les différents sites du CEA, Fontenay-aux-Roses, Saclay et Cadarache (AQUILON, ALIZÉ, PROSERPINE, MASURCA, MINERVE, MARIUS, CÉSAR, ÉOLE...) s'inscrivant pleinement dans cette perspective.

Une troisième génération de neutroniciens émerge au début des années soixante, travaillant encore avec des tables numériques et des machines mécaniques à assistance électrique telles que la bruyante *Frieden* (du nom de l'endroit où elles sont fabriquées).

Les premières thèses de neutronique sont soutenues, à l'instar de celle de **Pierre Benoist** sur la « Théorie du coefficient de diffusion des neutrons dans un réseau comportant des cavités » (1964) ; les premiers **codes de neutronique** voient le jour, spécifiques d'une filière : COREGRAF pour la filière *uranium naturel-graphite-gaz*, CRUEL pour celle à *Eau lourde*, COPPELIA puis EVEREST pour celle à *Eau ordinaire* et, enfin, HÉTAÏRE pour celle à *neutrons rapides*.

Mais ces codes ne résolvent pas encore l'*équation de Boltzmann* qui gouverne le cheminement des neutrons. Ce défi est relevé avec succès vers la fin des années soixante, grâce aux ordinateurs, sonnait alors le glas des modèles phé-

noménologiques trop « problème-dépendants », mais néanmoins conservés dans l'enseignement académique pour leur vertu pédagogique.

Le code de neutronique APOLLO initialement développé par **Alain Hoffmann, Françoise Jeanpierre, Alain Kavenoky, Michel Livolant et Henri Lorain**, à l'origine dédié à la filière des réacteurs à eau sous pression appartient à cette nouvelle séquence de l'histoire de la physique des réacteurs nucléaires où la neutronique, les techniques numériques et l'informatique se trouvent organiquement liées.

Si des modèles tombent en désuétude, de nouvelles problématiques se font jour ou d'anciennes doivent être reformulées afin de résoudre l'équation de Boltzmann avec un ratio temps de calcul/précision acceptable pour une utilisation industrielle. Citons en exemple la problématique fondamentale de l'homogénéisation dont **Richard Sanchez** fait une revue éclairante dans un article intitulé « *Assembly homogenization techniques for core calculations* ».

La puissance croissante des ordinateurs a permis non seulement de développer des codes neutroniques dits « déterministes », comme ceux précédemment cités, mais aussi, dans le même temps, des codes utilisant une méthode probabiliste, la *méthode de Monte-Carlo*, pour résoudre l'équation de Boltzmann. Dans ce dernier cas, on simule, « sans approximation », l'histoire individuelle des neutrons dans le réacteur nucléaire, le prix à payer étant un temps de calcul bien plus élevé que celui requis par les codes déterministes. Les tout premiers logiciels de transport des neutrons par la méthode de Monte-Carlo – ZEUS, POKER – sont écrits au CEA, dans les années 60. Leur successeur, TRIPOLI, dont le développement a été initié par **Jean-Claude Nimal**, voit sa première version sortir dans le courant des années 70.



L'INSTN créé en 1956 : le bâtiment d'origine. Un réacteur dédié à l'enseignement, ULYSSE, y a été installé. Il a assuré pendant de nombreuses années (1961-2007) la formation des futurs techniciens et ingénieurs nucléaires.



INSTN : vue du nouveau bâtiment adossé à l'ancien.

La bibliographie commentée du *Précis de neutronique* de **Paul Reuss** fournit de nombreuses références relatives, en particulier, à la production scientifique en France dans le domaine de la neutronique : thèses, articles et ouvrages.

Le souci de formation en génie nucléaire ou atomique suit l'activité de R&D et le déploiement des différentes filières industrielles de réacteurs nucléaires pour la production d'énergie. Des « Cours de Génie atomique » sont dispensés à partir de 1954 et seront donnés dans le cadre de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires (INSTN) de Saclay dont **Jean Debiesse** fut le premier directeur, à partir de 1956. Préfacés par **Francis Perrin**, ils seront édités par les Presses Universitaires de France, en 1963. L'INSTN essaime ensuite à Cherbourg, Grenoble et Cadarache. En 1961, **Jules Horowitz**, en accord avec **Jean Teillac**, alors professeur à l'Université de Paris, directeur de l'Institut de physique nucléaire d'Orsay, crée le Diplôme d'Études Approfondies (DEA) de *Physique des réacteurs nucléaires*. Cet enseignement se poursuit aujourd'hui dans le cadre du *Master International Nuclear Energy* co-organisé par le CEA/INSTN, l'Université Paris Sud 11, le consortium des Grandes Écoles ParisTech et les industriels EDF, AREVA et GDF Suez. Il accueille chaque année des étudiants de plus d'une dizaine de pays. Progressivement, des modules d'enseignement de la neutronique ont intégré des cursus universitaires et de Grandes Écoles.

De nouvelles collections du génie atomique ont vu le jour, la plus récente étant celle dirigée par **Joseph Safieh** et éditée par l'INSTN et EDP Sciences.

Présentation de la monographie

Cette monographie est volontairement axée sur la **physique du cœur** qui vise à caractériser l'état du cœur d'un réacteur et à en comprendre le comportement en situations normale et accidentelle. Pour cela, il faut en particulier déterminer sa distribution de puissance, ainsi que sa composition en nucléides en chacun de ses points et à tout instant. La démarche du neutronicien, qui consiste à concevoir pour des configurations spécifiques des schémas de calcul optimisés est mise en relief. Ces schémas de calcul mettent en œuvre des bibliothèques de données nucléaires et des codes de calcul résolvant les équations de Boltzmann et de Bateman. Le contenu de cette monographie a cependant été élargi à quelques applications relatives aux domaines précédemment cités.

Cette monographie donne une vision globale de ce qu'est la neutronique, en faisant ressortir son caractère multidisciplinaire. Des encadrés ont été insérés ; les uns, sur fond orange ou vert, rappellent des notions fondamentales ; les autres, sur fond grisé, rapportent une information d'ordre historique et/ou conceptuel. Cet ouvrage doit être appréhendé comme un éclairage sur la neutronique, complémentaire de ceux existant de longue date ou plus récents tels que le *Précis de neutronique* de P. Reuss, *Applied Reactor Physics* de A. Hébert de l'École Polytechnique de Montréal, *La Physique des réacteurs nucléaires* de S. Marguet d'EDF ou le *Nuclear Computational Science: A Century in Review* co-édité par E. Sartori et Y. Azmy ou encore le *Handbook of Nuclear Engineering – Nuclear Engineering Fundamentals* de D. Cacuci.

Le lecteur souhaitant approfondir un point particulier pourra se référer aux indications bibliographiques fournies au fil du texte. Celles-ci l'aideront aussi à compléter son information sur les contributions au développement de la neutronique des nombreuses personnes dont les noms n'ont pu être mentionnés dans l'espace imparti.

Les sections de cette monographie sont successivement consacrées aux données nucléaires et à leur traitement, aux équations générales de la neutronique et à certaines méthodes emblématiques permettant leur résolution, aux principaux codes de neutronique et à l'apport du calcul haute performance avec l'avènement des superordinateurs, à la neutronique expérimentale et à la qualification, et, enfin, à différentes applications de la neutronique.

► Bibliographie

AZMY (Y.) and SARTORI (E.) [editors], *Nuclear Computational Science: A Century in Review*, Springer Science+Business Media B.V., 2010.

BUSSAC (J.), REUSS (P.), *Traité de Neutronique - Physique et calcul des réacteurs nucléaires avec application aux réacteurs à eau pressurisée et aux réacteurs à neutrons rapides*, Paris, Hermann, 1978, 1985 (2^e édition).

CACUCI (D.) [editor], *Handbook of Nuclear Engineering – Nuclear Engineering Fundamentals*, (5 volumes), Springer, 2010.

GOLDSCHMIDT (B.), *Le Complexe atomique – Histoire politique de l'énergie nucléaire*, Paris, Fayard, 1980.

HÉBERT (A.), *Applied Reactor Physics*, Montréal, Presses internationales Polytechnique, 2009.

HOFFMANN (A.), JEANPIERRE (F.), KAVENOKY (A.), LIVOLANT (M.), LORAIN (H.), *APOLLO : code multigroupe de résolution de l'équation du transport pour les neutrons thermiques et rapides*, note CEA-N-1610, mars 1973.

KHAIRALLAH (A.) et RECOLIN (J.), « Calcul de l'Autoprotection Résonnante dans les Cellules Complexes par la Méthode des Sous-Groupes » (code HETAÏRE), *Proc. Seminar Numerical Reactor Calculations*, IAEA-SM-154/37, Vienna, January 17-21, 1972.

MARGUET (S.), *La Physique des réacteurs nucléaires*, Éditions Lavoisier TEX & DOC, Paris, 2011.

PINAULT (M.), *Frédéric Joliot-Curie*, Odile Jacob, Paris, 2000.

REUSS (P.), COSTE-DELCLAUX (M.), « Development of Computational Models used in France for Neutron Resonance Absorption in Light Water Lattices », *Progress in Nuclear Energy*, vol. 42, n° 3, pp. 237-282, 2003.

REUSS (P.), *Précis de neutronique*, Les Ulis - France, EDP Sciences / INSTN, 2003 ; Traduction anglaise : *Neutron Physics*, EDP Sciences / ENEN / INSTN, 2008.

REUSS (P.), « Saga française de la neutronique », Leçon inaugurale donnée au *Génie atomique*, INSTN/Saclay, 25 octobre 2010.

REUSS (P.), *Du noyau atomique au réacteur nucléaire – La saga de la neutronique française*, Les Ulis, France, EDP Sciences, 2013.

SALVATORES (M.), « Naissance d'une discipline scientifique : la neutronique » (un colloque présenté par), 50 ans du CEA, Paris, 12 février 1996.

SANCHEZ (R.), « Assembly homogenization techniques for core calculations », *Progress in Nuclear Energy*, 51, pp. 14-31, 2009.

SEGRÉ (E.), *Les Physiciens modernes et leurs découvertes – Des rayons X aux Quarks*, Paris, Fayard, Coll. Le temps des Sciences, 1984.

LEFEBVRE (V.), *Au cœur de la matière : 50 ans de recherches au CEA de Saclay*, Paris, Le Cherche-Midi, 2002.

Paul REUSS

Institut national des sciences et techniques nucléaires

et Cheikh M. Diop

Département de modélisation des systèmes et des structures