



# Modèle de Réacteur Nucléaire

**UE : Simulation Aléatoire**

**Auteurs :**

Marco Sanfilippo  
marco.sanfilippo@univ-tlse3.fr

Mathis Francine-Habas  
mathis.francine-habas@univ-tlse3.fr

Axel PIGEON  
axel.pigeon@univ-tlse3.fr

**Université :** Université de Toulouse

**Date :** 14 novembre 2025

## Table des matières

---

### Introduction

# 1 La fission nucléaire

## 1.1 Un peu de chimie

Avant de modéliser un réacteur nucléaire, commençons par nous pencher sur ses mécanismes internes pour comprendre leur fonctionnement.

En physique, il existe plusieurs réactions dites chimiques (évaporation, solidification, transcendance, etc...) que nous connaissons depuis la maternelle. Ces réactions font partie de la vie courante et sont de fait, très intuitives. Elles altèrent et modifient les propriétés physiques macroscopiques des matériaux : il est facile de distinguer de l'eau liquide de l'eau solide. Si l'on regarde du côté microscopique, elles modifient directement l'agencement des molécules dans l'espace. À l'état gazeux, les molécules bougent de manière frénétique dans l'espace sans structure apparente. À l'état liquide, elles se présentent sous une forme plus compacte comparable à un tas de sable où les grains représentent les molécules. Enfin, l'état solide se caractérise par un agencement très précis des molécules en une structure géométrique.

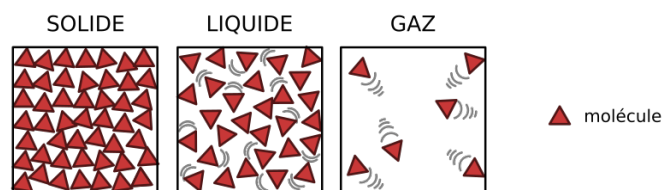


FIGURE 1 – États de la matière

Cependant, certaines transformations mettent en jeu non plus les molécules, mais les noyaux des atomes eux-mêmes. Ces réactions, dites nucléaires, libèrent des quantités d'énergie bien supérieures aux réactions chimiques.

## 1.2 La fission

Il existe deux types de réactions nucléaires : la *fission* et la *fusion*. La fission nucléaire fut découverte en 1938 par des physiciens allemands sur le travail de Enrico Fermi datant des années 1934. Cette découverte fait l'effet d'une bombe (sans mauvais jeu de mots) dans le milieu de la physique moderne et lance aussitôt la course au développement de l'arme atomique dans un contexte tendu de fin seconde guerre mondiale et de début de guerre froide.

Le principe de la fission nucléaire est assez simple. Partant d'un noyau lourd instable (souvent un isotope d'uranium ou de plutonium) et en le bombardant de neutrons à très grande vitesse on souhaite séparer le noyau en deux parties approximativement égales d'éléments moins lourds. Lors de cette séparation, des neutrons sont libérés et peuvent, eux aussi, produire de nouvelles réactions de fission avec d'autres atomes lourds. C'est ce que l'on appelle le principe de *réaction en chaîne*.

Une telle réaction produit énormément d'énergie et de chaleur, à titre d'exemple, la combustion de 1kg de charbon produit  $3 \times 10^7$  J alors la fission de 1kg d'uranium en produit  $8 \times 10^{13}$  soit entre 100 millions et 1 milliard de fois plus d'énergie libérée.

Ce surplus d'énergie permet actuellement de produire de l'électricité dans nos centrales nucléaires. La chaleur produite vaporise de l'eau qui fait ensuite tourner des turbines pour produire de l'électricité.

## 1.3 Différents types de neutrons

Pour induire une réaction en chaîne dans un réacteur et la maintenir, il faut jouer avec différents paramètres tels que la densité du matériaux fissile, la quantité de neutrons introduite au départ, la forme du réacteur, sa température, etc... Nous essaierons d'introduire tout ces paramètres dans notre modèle pour le rendre le plus proche du réel possible.

Dans cet objectif, nous ne pouvons pas négliger le fait que plusieurs types de neutrons existent dans ce type de réactions. En effet, ceux-ci possèdent une certaine quantité d'énergie et se déplacent à une certaine vitesse qui n'est pas toujours constante. Ainsi, pour pouvoir induire une réaction de fission, un neutron doit être suffisamment ralenti pour percuter un atome lourd. Nous différencierons donc 3 types de neutrons :

- Les neutrons **rapides** : produits directement par une réaction de fission, ils possèdent beaucoup d'énergie, se déplacent vite et ont une très faible probabilité d'être absorbés par le milieu.
- Les neutrons **épi-thermiques** : ce sont des neutrons en ralentissement dans le milieu possédant une énergie plus faible. Ils ont plus d'interactions avec le milieu.
- Les neutrons **thermiques** : ce sont des neutrons complètement ralentis qui se déplacent à la même vitesse que les isotopes lourds. Ils peuvent donc plus facilement induire des réactions de fission. Ils servent à maintenir une réaction en chaîne dans le réacteur.

Type de neutron	Plage d'énergie typique	Rôle dans le réacteur	Comportement
Rapide	$\sim 2 \text{ MeV}$	Produit directement par la fission	Subit des collisions pour se ralentir (modération)
Épi-thermique	$1 \text{ eV} - 1 \text{ keV}$	Phase intermédiaire du ralentissement	Perd progressivement son énergie cinétique
Thermique	$\sim 0.025 \text{ eV}$	Provoque efficacement la fission de l'U-235	Absorbé par les noyaux fissiles

TABLE 1 – Principaux types de neutrons intervenant dans un réacteur nucléaire

## 1.4 Le rôle du modérateur

On souhaiterait entretenir une réaction en chaîne dans un réacteur tout en évitant qu'elle s'emballe, nous donc devons introduire un *modérateur*. Son rôle sera de ralentir les neutrons nouvellement créés par fission tout en absorbant une certaine quantité pour ne pas que la réaction s'emballe. Un modérateur doit donc être assez léger tout en ralentissant suffisamment les neutrons. En pratique, différents matériaux sont utilisés, les voici dans le tableau suivant :

Modérateur	Composition chimique	Pouvoir modérateur	Absorption neutronique	Utilisation typique
Eau légère ( $\text{H}_2\text{O}$ )	Hydrogène et oxygène	Excellent	Moyenne	Réacteurs à eau pressurisée (REP)
Eau lourde ( $\text{D}_2\text{O}$ )	Deutérium et oxygène	Excellent	Très faible	Réacteurs CANDU (Canada)
Graphite (C)	Carbone pur	Bon	Très faible	Réacteurs RBMK et AGR
Béryllium (Be)	Béryllium pur	Bon	Faible	Réacteurs de recherche

TABLE 2 – Caractéristiques comparées des principaux matériaux modérateurs

## 1.5 La section efficace

Pour modéliser correctement les interactions entre les neutrons et la matière, il est nécessaire d'introduire la notion de *section efficace*. Celle-ci traduit la probabilité qu'un neutron interagisse avec un noyau lorsqu'il le rencontre. En d'autres termes, elle représente une surface fictive caractérisant la capacité d'un noyau à provoquer une réaction (nucléaire ou non) lorsqu'il est bombardé par des neutrons.

La section efficace, notée  $\sigma$ , s'exprime en *barn* :

$$1 \text{ barn} = 10^{-28} \text{ m}^2$$

Plus la valeur de  $\sigma$  est grande, plus la probabilité d'interaction est élevée. Elle dépend à la fois :

- de la nature du noyau cible (Uranium, Plutonium, etc.),
- du type d'interaction considérée (diffusion, capture, fission),
- et surtout de l'énergie du neutron incident.

La figure suivante illustre typiquement la variation de la section efficace de fission en fonction de l'énergie du neutron : elle est très faible pour les neutrons rapides, et augmente considérablement lorsque les neutrons deviennent thermiques. C'est cette dépendance énergétique qui rend le rôle du modérateur essentiel dans les réacteurs à neutrons thermiques.

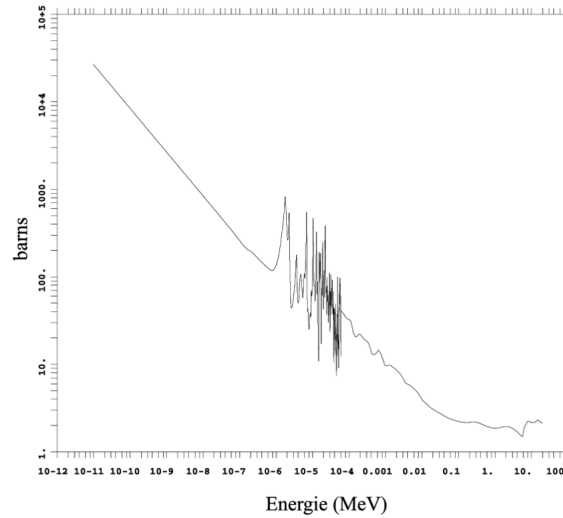


FIGURE 2 – Évolution typique de la section efficace de fission en fonction de l'énergie du neutron

On distingue généralement plusieurs types de sections efficaces :

- $\sigma_f$  : **section efficace de fission**, probabilité qu'un neutron provoque une fission,
- $\sigma_c$  : **section efficace de capture**, probabilité qu'un neutron soit absorbé sans fission,
- $\sigma_s$  : **section efficace de diffusion**, probabilité qu'un neutron soit simplement dévié.

Leur somme constitue la *section efficace totale* :

$$\sigma_t = \sigma_f + \sigma_c + \sigma_s$$

Pour illustrer ces valeurs, le tableau suivant compare les sections efficaces de différents isotopes couramment utilisés dans les réacteurs nucléaires pour des neutrons thermiques :

Isotope	Section efficace de fission ( $\sigma_f$ )	Section efficace de capture ( $\sigma_c$ )	Remarques
Uranium-235	~580 barns	~100 barns	Très réactif aux neutrons thermiques Ne fissionne qu'avec des neutrons rapides Fortement fissile, produit secondaire du cycle U-238
Uranium-238	~0.02 barns	~2.7 barns	
Plutonium-239	~750 barns	~270 barns	

TABLE 3 – Comparaison des sections efficaces pour différents isotopes fissiles

Ainsi, la grande différence de section efficace entre l'uranium-235 et l'uranium-238 explique pourquoi seul le premier est utilisé comme combustible principal dans les réacteurs à neutrons thermiques. La compréhension et la maîtrise de cette grandeur sont donc essentielles pour modéliser la probabilité d'absorption, de diffusion et de fission dans un réacteur.

## 1.6 Le facteur de multiplication $k$

Le *facteur de multiplication*  $k$  est une grandeur fondamentale dans l'étude des réacteurs nucléaires. Il caractérise l'évolution de la population de neutrons d'une génération à la suivante et permet de déterminer si la réaction en chaîne s'amplifie, se stabilise ou s'éteint. On définit  $k$  comme le rapport entre le nombre moyen de neutrons produits par fission à une génération  $n + 1$  et le nombre de neutrons présents à la génération  $n$  :

$$k = \frac{\text{Nombre de neutrons à la génération } (n + 1)}{\text{Nombre de neutrons à la génération } n}.$$

Ce facteur dépend directement de la composition du combustible, du taux d'absorption, du pouvoir modérateur et de la géométrie du réacteur.

- Si  $k < 1$  : chaque génération produit moins de neutrons que la précédente, la réaction en chaîne finit par s'éteindre.

- Si  $k = 1$  : la population de neutrons reste constante — le réacteur est dit *critique*.
- Si  $k > 1$  : la population augmente de génération en génération — le réacteur devient *sur-critique*, conduisant potentiellement à une réaction incontrôlée si aucune régulation n'est effectuée.

Régime du réacteur	Valeur du facteur $k$	Conséquence physique
Sous-critique	$k < 1$	La réaction en chaîne s'éteint progressivement (extinction).
Critique	$k = 1$	La réaction est stable : la puissance du réacteur est constante.
Sur-critique	$k > 1$	La réaction s'emballe : augmentation exponentielle du nombre de neutrons.

TABLE 4 – Différents régimes du réacteur selon la valeur du facteur de multiplication  $k$ 

En pratique, on décompose le facteur de multiplication en plusieurs composantes physiques :

$$k = \eta f p \varepsilon,$$

où :

- $\eta$  : nombre moyen de neutrons produits par fission et disponibles pour entretenir la réaction,
- $f$  : fraction des neutrons absorbés dans le combustible fissile,
- $p$  : probabilité qu'un neutron échappe à la résonance d'absorption pendant son ralentissement,
- $\varepsilon$  : facteur de multiplication rapide (neutrons produits par fissions induites par des neutrons rapides).

Le contrôle du facteur  $k$  est au cœur de la sûreté des réacteurs. Il est ajusté à l'aide de barres de contrôle et du réglage du modérateur, afin de maintenir un équilibre critique stable ( $k = 1$ ) lors du fonctionnement nominal.

## 1.7 Les barres de contrôle

Les barres de contrôle sont le principal mécanisme de pilotage et d'arrêt d'urgence d'un réacteur nucléaire. Elles servent à contrôler la population de neutrons et, par conséquent, la puissance thermique du cœur.

### 1.7.1 Principe de Fonctionnement

Leur fonctionnement repose sur l'**absorption neutronique**. Elles sont fabriquées à partir de matériaux dits **poisons à neutrons**, c'est-à-dire des matériaux ayant une très haute probabilité d'absorber les neutrons sans provoquer de fission.

Les matériaux couramment utilisés sont le Bore (B), le Cadmium (Cd), l'Hafnium (Hf) ou le Gadolinium (Gd).

En insérant ces barres dans le cœur du réacteur, on introduit un **puits** à neutrons :

- Les neutrons entrant en contact avec la barre sont capturés par cette dernière.
- La réaction en chaîne ralentit (le facteur de multiplication  $k$  diminue).
- Le nombre total de fissions par seconde diminue, ce qui réduit la puissance du réacteur.

A l'inverse, en les retirant, on augmente la réactivité et la puissance croît.

### 1.7.2 Types et Rôles des Barres de contrôle

Les barres ne sont pas toutes identiques et ont chacune une vitesse de déplacement ainsi qu'une amplitude différente :

**Barres de Régulation (ou de Pilotage)** Ont un "poids" (valeur d'antiréactivité) relativement faible. Elles sont conçues pour se déplacer rapidement, continuellement et sont pilotées par un automate. Leur rôle est de compenser les petites fluctuations de puissance pour maintenir le réacteur au niveau attendu.

**Barres de Compensation (ou "Shim")** Ont un poids antiréactif beaucoup plus important. Elles sont déplacées très lentement pour compenser les grands changements de réactivité à long terme, comme l'usure du combustible ou l'empoisonnement des barres.

**Barres d'Arrêt d'Urgence (SCRAM)** représentent la solution de dernier recours. Elles ont un poids antiréactif très important et sont conçues pour s'insérer extrêmement rapidement. Leur rôle principal est de stopper la réaction en chaîne de manière quasi instantanée en cas d'anomalie grave (ex : puissance dépassant le seuil de sécurité).

Pour des raisons pratiques, nous choisirons d'implémenter uniquement les barres de régulation ainsi que les barres SCRAM. En effet, les barres de compensation sont utilisées sur des temps très long et pour des tâches qui dépassent notre simulation.

### 1.7.3 Modélisation de l'Efficacité

L'un des défis de la modélisation de cette fonctionnalité a été que l'efficacité d'une barre n'est pas linéaire. En effet, passé le coeur du réacteur, l'antiréactivité ne croît plus à la même vitesse. Aussi, il a fallu prendre en compte cet aspect en trouvant des alternatives.

**Modèle Global** Une approche générale (que nous avons d'abord implémentée) consiste à calculer un "poids" global, noté  $\varrho$ . L'efficacité de la barre en fonction de sa profondeur d'insertion  $z$  (où  $z = 0$  pour "sorti" et  $z = 1$  pour "inséré") suit une **courbe en S**, pouvant être approximée par :

$$\varrho(z) = \varrho_{total} \times \frac{1}{2}(1 - \cos(\pi z))$$

Cette antiréactivité globale  $\varrho$  est ensuite utilisée pour réduire la probabilité de fission  $f$  dans tout le réacteur.

**Modèle Spatial** L'approche que nous avons finalement retenue colle davantage à la réalité car elle prend en compte l'aspect spatial du réacteur. Les barres de contrôle sont modélisées comme des objets physiques avec des coordonnées  $(x, y)$  sur la grille :

- **Avantage** : Ce modèle est plus réaliste. Une barre n'absorbe que les neutrons qui la "touchent".
- **Inconvénient** : Il est plus lourd en calcul, car il nécessite de vérifier la position de chaque neutron par rapport à chaque barre à chaque étape de la simulation.

Dans notre code, la fonction `update_neutron` vérifie si les coordonnées du neutron coïncident avec les coordonnées d'une barre insérée. Si c'est le cas, le neutron est absorbé, ce qui le retire de la simulation et fait donc baisser la puissance du réacteur.

### 1.7.4 Qu'en est-il de notre système d'urgence européen ?

En Europe, et particulièrement en France, le type de réacteur dominant est le **Réacteur à Eau Pressurisée (REP)**.

Dans un REP, le contrôle de la réactivité est géré par deux systèmes complémentaires :

1. **Le Bore Soluble** : De l'acide borique (un absorbeur de neutrons) est dissous dans l'eau du circuit primaire. C'est un "poison" liquide qui sert de barre de compensation principale pour les ajustements lents.
2. **Les Barres Mécaniques** : Les barres sont utilisées pour la régulation et l'arrêt d'urgence (SCRAM).

Le mécanisme de SCRAM sur un REP est un exemple de **sécurité passive** : les barres d'arrêt sont maintenues en position haute (hors du cœur) par des électroaimants. En cas d'arrêt d'urgence, le courant est coupé, les aimants lâchent les barres, qui tombent alors par simple gravité dans le cœur, assurant l'arrêt du réacteur même en cas de panne de courant totale. Nous nous sommes basé sur ce système pour implémenter notre fonctionnalité permettant une auto-régulation de la puissance en fonction de celle souhaitée.

## 2 Modélisation

### 2.1 Objectif et principe

L'objectif est maintenant de modéliser toutes les notions vues précédemment. Nous étudierons l'évolution d'une population de neutrons dans un environnement représentant le réacteur. L'évolution de cette population dépendra de différents paramètres donnés à l'initialisation ou grâce au modérateur utilisé. Deux versions du modèle existent. La première, expérimentale est très simple. La seconde, celle que nous détaillerons ici est un système à base d'agents (les neutrons) et implémente plus de mécanismes.

### 2.2 Représentation

Le système est donc composé de 4 éléments : les neutrons, le réacteur le modérateur ainsi que les barres de contrôle. Chacun est représenté de façon individuelle par un objet en Python.

Premièrement, une classe **Neutron** a été créée pour représenter individuellement chaque individu de la population. Elle permet d'attribuer des valeurs de vitesse, position, type au autres à chaque neutron présent dans le réacteur. Différentes méthodes existent donc pour mettre à jour ces valeurs, même si la plupart des calculs sont effectués dans la classe **ReactorV2**. L'espace de vie des neutrons est, quand à lui, représenté par une grille 2D (un tableau en Python) sauvegardé dans la classe **ReactorV2**. Un paramètre de celle-ci permet de la rendre torique.

Le modérateur est lui aussi modélisé par une classe appelée **Moderator**. Un modérateur est simplement défini par ses probabilités d'absorption, de diffusion, de fission des neutrons ainsi que par des propriétés de changement d'état de ceux-ci. L'ensemble des modérateurs possibles est stocké dans un dictionnaire de la classe **Reactor**. Le modérateur choisi influence directement l'évolution de la population de neutrons ainsi que leur comportement au cours du temps.

Les barres de contrôle sontinstanciées par la classe **controlRod** contenant les paramètres de chaque type de barre ainsi que différentes fonctions utiles à sa gestion.

Enfin, le réacteur est simulé par la classe **ReactorV2**. Outre des paramètres classiques tels que sa taille, le nombre d'itérations de la simulation ou autre, celle-ci stocke un dictionnaire de neutrons représentant l'état du réacteur à un moment donné. Pour conserver l'historique de son état, on stocke la suite de ces dictionnaires dans une liste **history**.

Pour conclure sur cette partie, le coeur de la simulation se situe dans la classe **ReactorV2**. Chaque ajout de fonctionnalité (modérateur, neutron, etc...) est représentée par une classe ajoutée en paramètre.

### 2.3 Dynamique

Penchons nous maintenant sur la dynamique du modèle. Nous allons ici détailler le cycle d'une génération de neutrons. Tout commence par l'initialisation du modèle : on choisit de positionner un certain nombre de neutrons sur la grille du réacteur (selon une loi Uniforme, Normale ou centrée).

À chaque pas de temps, on considère chaque neutron indépendamment des autres. Si l'on a spécifié un modérateur lors de l'initialisation du modèle, on choisit une action pour ce



neutron par un tirage aléatoire dépendant des différentes probabilités données par le modérateur. Si aucun modérateur n'est spécifié, on utilise les probabilités données par défaut. Ainsi, un neutron peut effectuer une seule action à chaque pas de temps :

- **Diffusion** : le neutron continue à se déplacer dans le milieu en tirant aléatoirement une direction et une distance qui détermineront sa position au prochain pas de temps.
- **Absorption** : le neutron est absorbé par le modérateur, il disparaît du modèle.
- **Fission** : le neutron rencontre un isotope et produit une réaction de fission. Il disparaît donc et un nombre aléatoire (suivant une loi de Poisson, **XXXX RAJOUTER LES LOISXXXXX**) de nouveaux neutrons est produit sur la même case. À noter que seuls les neutrons thermiques peuvent réagir.

## 2.4 Limitations et hypothèses

# 3 Études Statistiques

## 3.1 Paramètres de l'étude

comment on a fait les fichiers css, quelles données ils contiennent etc  
qu'est ce qu'on compte montrer  
quelles sont nos conjectures

## 3.2 Etude

# 4 Conclusion

résumé des résultats obtenus  
apports technique et humain  
extensions possibles limites

# 5 Annexe

table des annexes  
1 annexe titrée par page