



# 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 :** 29 novembre 2025

## Table des matières

---

### Introduction

## 1 La fission nucléaire : De la théorie à la pratique

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

### 1.1 Un peu de chimie

Au niveau microscopique, la matière est constituée de molécules, elles même composées d'un agencement de plusieurs atomes respectant un certaine position. La concept de molécules fut introduit en 1811<sup>[molecules-wiki]</sup> par Amedeo Avogadro. Ces éléments sont au coeur de l'ensembles des réactions chimiques usuelles telles que la combustion, le fonctionnement des piles/batteries ou même la rouille. Cependant, certaines transformations mettent en jeu non plus les molécules, mais les noyaux des atomes eux-mêmes. Ces réactions, dites nucléaires (voir [\[reaction-nucleaire-wiki\]](#)), libèrent des quantités d'énergie bien supérieures aux réactions chimiques.

La notion d'atome est aussi ancienne que celle des molécules mais son modèle actuel nous vient de Schrödinger<sup>[atoms-wiki]</sup> et date de 1926.

### 1.2 La fission

Il existe deux types de réactions nucléaires : la *fission* et la *fusion*. La fission nucléaire<sup>[fission-wiki]</sup> 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 suffisament 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 **épithermiques** : 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	~2 MeV	Produit directement par la fission	Subit des collisions pour se ralentir (modération)
Épithermique	1 eV - 1 keV	Phase intermédiaire du ralentissement	Perd progressivement son énergie cinétique
Thermique	<0.025 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 souhaiterai 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 ( $H_2O$ )	Hydrogène et oxygène	Excellent	Moyenne	Réacteurs à eau pressurisée (REP)
Eau lourde ( $D_2O$ )	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 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  $n$  :

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

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

## 2 Modélisation Physique

### 2.1 Modèle Global des 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.

### 2.1.1 Objectif et principe

Leur fonctionnement repose sur l'**absorption neutronique**. Elles sont fabriquées à partir d'éléments 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 thermiques 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.

### 2.1.2 Type et rôle

Les barres ne sont pas toutes identiques et ont chacune une vitesse 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 et continuellement. 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.

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.

### 2.1.3 Modélisation de l'antiréactivité

Pour simuler l'impact des barres de pilotage sur la réactivité du cœur, nous utilisons un modèle global<sup>1</sup>.

Le défi majeur de l'implémentation de cette fonctionnalité repose sur le fait que l'efficacité des barres n'est pas linéaire par rapport à son insertion : elle dépend du flux de neutrons présent à la hauteur où se trouve la pointe de la barre. Dans un réacteur homogène, la distribution spatiale du flux de neutrons  $\varphi(z)$  selon l'axe vertical suit une forme sinusoïdale, étant maximale au centre du cœur et quasi-nulle aux extrémités à cause des fuites.

L'efficacité différentielle d'une barre<sup>2</sup> est proportionnelle au flux neutronique local. L'efficacité totale  $\varrho(z)$  à une profondeur  $z$  est donc l'intégrale de ce flux. Or l'intégrale d'une fonction sinus/cosinus donne une forme caractéristique appelée **courbe en S**.

Nous approcherons cette courbe par la formule suivante, où  $z \in [0, 1]$  représente la fraction d'insertion ( $0 = \text{sortie}$ ,  $1 = \text{insérée}$ ) :

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

Dans notre simulation, cette valeur  $\varrho(z)$  (exprimée en  $\text{pcm}^3$ ) est convertie en un facteur multiplicatif appliqués aux probabilités de fission  $f$  et d'absorption  $a$  du modèle stochastique.

1. L'implémentation d'un modèle spatial, prenant en compte la position des barres dans le réacteur, n'était pas approprié pour une modélisation de cette ampleur.

2. Cela correspond à l'antiréactivité ajoutée par centimètre d'insertion.

3. Unité de réactivité, abréviation de "pour cent mille".

Etant donné que les barres de pilotage n'ont d'effet que sur les neutrons les plus lents (thermiques voir ??<sup>4</sup>), les probabilités concernant les autres types restent inchangées.

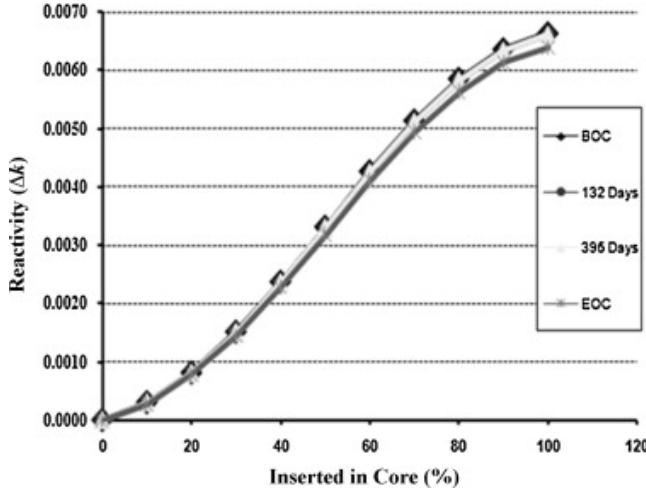


FIGURE 1 – Courbe en S représentant l'antiréactivité des barres de pilotage.

## 2.2 Modèle Thermique et Loi de Newton

La température du réacteur est une variable d'état résultant d'un bilan énergétique. Pour la calculer, nous appliquons le **Premier Principe de la Thermodynamique**<sup>[pp-thermodynamique]</sup> : pour un système fermé, la variation de son énergie interne ( $U$ ) au cours du temps est égale à la somme des puissances thermiques reçues et perdues, moins le travail mécanique effectué par le système.

$$\frac{dU}{dt} = \dot{Q} - \dot{W} \quad (3)$$

Où :

- $\dot{Q}$  : Le flux thermique net ( $W$ ).
- $\dot{W}$  : La puissance mécanique fournie par le système ( $W$ ).

Ici, le cœur du réacteur ne fournit aucun travail mécanique. Le flux thermique net  $\dot{Q}$  se décomposant en deux termes : la puissance générée par la fission ( $P_{in}$ ) et la puissance évacuée par le refroidissement ( $P_{out}$ ). Nous pouvons reformuler le principe énoncé plus haut de la façon suivante : la variation d'énergie interne du système est égale à la différence entre la puissance produite et la puissance évacuée.

$$\frac{dU}{dt} = P_{in}(t) - P_{out}(t) \quad [\text{capacité-thermique}] \quad (4)$$

Or  $P_{in}(t)$  est la puissance générée par la fission dans le réacteur et  $P_{out}(t)$  correspond à celle perdue par refroidissement. De plus, sachant que<sup>5</sup>  $dU = C \cdot dT$  (où  $C$  est la capacité thermique totale du cœur en  $J \cdot K^{-1}$ ), l'équation d'évolution de la température s'écrit donc :

$$C \cdot \frac{dT(t)}{dt} = P_{fission}(t) - P_{refroidissement}(t) \quad (5)$$

$$\Leftrightarrow \frac{dT(t)}{dt} = \frac{1}{C} (P_{fission}(t) - P_{refroidissement}(t)) \quad (6)$$

4. Il est nécessaire de nuancer nos propos. Les neutrons épithermiques sont également capturés via un système de résonance par effet Doppler avec des barres spéciales. Mais pour des besoins de simplification, nous avons choisi de rendre uniquement les neutrons *thermiques* absorbables par le système de contrôle.

5. Cette égalité vient de la définition de la capacité thermique<sup>[capacité-thermique]</sup> d'un corps. Elle énonce que pour un système incompressible, la variation d'énergie interne est proportionnelle à la variation de température. Le coefficient de proportionnalité est la **capacité thermique** du système, notée  $C$ .

La capacité thermique  $C$  du modèle sera une valeur fixée à son initialisation.

La puissance entrant dans le système,  $P_{\text{fission}}$ , est directement proportionnelle au nombre de fissions par seconde simulées par notre modèle de neutrons. L'énergie perdue par refroidissement est, quand à elle, plus difficile à calculer.

### 2.2.1 Évacuation de Chaleur ( $P_{\text{out}}$ ) - Loi de Newton

Nous allons considérer que l'échange d'énergie thermique se fait uniquement entre le noyau et le système de refroidissement du réacteur (généralement de l'eau). Ainsi, pour modéliser cet échange, nous utilisons la **Loi de Refroidissement de Newton**<sup>[loi-refroidissement-newton]</sup>. Elle énonce que le taux de perte de chaleur d'un corps est proportionnel à la différence de température entre le corps et le milieu environnant :

$$P_{\text{out}}(t) = h \cdot (T(t) - T_{\text{eau}}) \quad (7)$$

Où :

- $h$  : Le coefficient global de transfert thermique<sup>6</sup> en  $W \cdot K^{-1}$ .
- $T(t)$  : La température du réacteur à l'instant  $t$ .
- $T_{\text{eau}}$  : La température du fluide de refroidissement que nous fixerons à  $300K$ <sup>7</sup> dans notre modèle.

### 2.2.2 Paramétrage de l'Inertie Thermique

En combinant les équations précédentes, l'évolution de la température du réacteur est régie par l'équation différentielle :

$$\frac{dT}{dt} = \frac{P_{\text{fission}}}{C} - \frac{h}{C}(T - T_{\text{eau}}) \quad (8)$$

Le terme  $\frac{h}{C}$  représente l'inverse de la constante de temps thermique du système, notée  $\tau_{\text{th}}$ . Elle caractérise la vitesse à laquelle le réacteur se refroidit naturellement. Dans notre code, nous avons fixé empiriquement ce ratio à :

$$\frac{h}{C} = 0.05 s^{-1}$$

Cela correspond à une constante de temps  $\tau_{\text{th}} = \frac{1}{0.05} = 20$  secondes. Ce choix nous permet d'obtenir une simulation viable où la température réagit aux variations de puissance de façon adaptée où le système de refroidissement du réacteur est très performant. Ainsi, en suivant cette loi, la température d'un corps dont la température est supérieure à son environnement suit une courbe similaire à celle-ci dessous<sup>8</sup> :

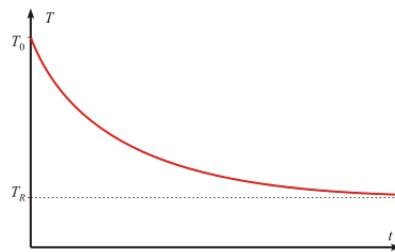


FIGURE 2 – Graphe de refroidissement d'un corps par la loi de Newton.

6. Il s'agit du coefficient de refroidissement et dépend de la surface de contact ainsi que du modérateur utilisé. Il est défini dans notre code par :  $\text{cooling\_coef} = \text{thermic\_capacity} * \tau$  avec  $\tau = 0.05$ .

7. Cette valeur choisit arbitrairement correspond à environ  $26^{\circ}\text{C}$ , elle doit être comprise entre  $0^{\circ}\text{C}$  et  $30^{\circ}\text{C}$

8. Aussi, plus la différence de température est grande plus elle va diminuer rapidement jusqu'à l'état d'équilibre.

## 3 Simulation

### 3.1 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.

### 3.2 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 sont instanciées 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 cœur de la simulation se situe dans la classe `ReactorV2`. Chaque ajout de fonctionnalité (modérateur, neutron, etc...) est représentée par une classe ajoutée en paramètre.

### 3.3 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 fusion. Il disparaît donc et un nombre aléatoire (suivant une loi de Poisson) de nouveaux neutrons est produit sur la même case. À noter que seuls les neutrons thermiques peuvent réagir (voir ??).

### 3.4 Les neutrons

Nous avons modélisé différents types de neutrons dans le réacteur pour coller au plus à la réalité. En effet, dans un réacteur à fission, toutes les particules ne se déplacent pas à la même vitesse. Les neutrons nouvellement produits par une réaction de fission sont en effet très rapides et ne sont donc pas en phase avec les noyaux lourds restant pour réagir. Le modérateur sert donc à ralentir ces neutrons.

Ainsi, pour plus de flexibilité, les neutrons ont été représentés indépendamment les uns des autres grâce au modèles d'agent, implémenté par la classe `Neutron`. Chaque neutron possède donc différents attributs :

- Sa position `self.x` et `self.y` qui représentent ses coordonnées dans le réacteur.
- Un identifiant unique `self.id`.
- Un type `self.type` qui peut être `fast`, `epithermal` ou `termal`. Chaque type de neutron a des comportements différents (voir ??).
- Une vitesse `self.speed` : très importante au départ, elle diminue au fur et à mesure de la durée de vie du neutron selon le type de modérateur.
- Une trajectoire `self.traj`.
- Une durée de vie `self.age` correspondant au nombre d'itérations effectué.

Le cœur du processus d'évolution d'un neutron est encodé par la méthode `self.evolve`. À chaque itération du réacteur, on recalcule le type du neutron selon les probabilités de transition spécifiées par le modérateur.

La méthode `self.diffuse` calcule, quand à elle, les nouvelles coordonnées du neutron si celui-ci doit se déplacer. Un neutrons se déplace de façon uniforme dans un cercle définit autour de lui de rayon `self.max_speed`.

### 3.5 La gestion de la réaction : Les barres de contrôle

D'un point de vue informatique, ce système repose sur l'interaction de trois composants distincts : la modélisation physique de la barre, l'automate de pilotage ainsi que la boucle de rétroaction sur les neutrons.

#### 3.5.1 La classe `ControlRod`

Chaque barre est un agent indépendant défini par ses caractéristiques physiques et son état dynamique :

- **Attributs statiques** : Un type définissant son poids neutronique total et sa vitesse maximale de déplacement ( $\% \cdot s^{-1}$ ).
- **Attributs dynamiques** : Sa position actuelle ( $position\_percent \in [0, 100]$ ) et sa consigne (`target_position`).
- **Méthode `step(dt)`** : Met à jour la position de la barre à chaque pas de temps pour rejoindre sa consigne, en respectant sa vitesse maximale.
- **Méthode `get_reactivity_pcm()`** : Calcule l'efficacité instantanée de la barre selon la courbe en S, convertissant la position mécanique en antiréactivité neutronique.

#### 3.5.2 Boucle de Contrôle-Commande

À chaque itération de la simulation, la gestion des barres suit le cycle suivant :

1. **Mesure** : Le réacteur calcule sa puissance instantanée  $P(t)$  à partir du nombre de fissions observées. Elle est ensuite normalisée en un pourcentage de la puissance nominale ( $P\%$ ).
2. **Sécurité (Fonction `check_emergency_scram`)** : On vérifie si  $P\% > P_{seuil}$ . Si le seuil est dépassé, le mode SCRAM est enclenché : le pilote automatique est désactivé et toutes les barres reçoivent l'ordre de s'insérer à 100%.

3. **Régulation (Fonction updateAutomaticControlRods)** : Si le SCRAM n'est pas activé, le régulateur PI?? calcule l'erreur de puissance. Il détermine une nouvelle position cible pour les barres de régulation afin d'annuler cette erreur :
4. **Action Physique** : Les barres se déplacent mécaniquement vers leur nouvelle cible. L'antiréactivité totale est calculée et convertie en un facteur correctif appliquée aux probabilités de fission et d'absorption pour le pas de temps suivant.

### 3.5.3 Algorithme de Pilotage : Le Régulateur PI

Pour ajuster automatiquement la position des barres de régulation, nous avons implémenté un correcteur **Proportionnel-Intégral (PI)**<sup>[reg-pi]</sup>. C'est un mécanisme de rétroaction : le système observe l'écart entre la puissance réelle et la puissance voulue pour corriger sa commande en temps réel. L'objectif est d'annuler l'**erreur**  $\varepsilon(t)$ , définie par :

$$\varepsilon(t) = P_{\text{consigne}} - P_{\text{réelle}}(t) \quad (9)$$

La nouvelle position cible est la somme de deux termes complémentaires :

$$\text{Position}(t) = \text{Base} + \underbrace{K_p \cdot \varepsilon(t)}_{\text{Terme Proportionnel}} + K_i \cdot \underbrace{\int_0^t \varepsilon(\tau) d\tau}_{\text{Terme Intégral}} \quad (10)$$

- **Le Terme Proportionnel ( $P : K_p$ )** : Il assure la réactivité du système. La correction est directement proportionnelle à l'erreur instantanée. Si l'écart de puissance est grand, la barre bouge vite.
- **Le Terme Intégral ( $I : K_i$ )** : Il assure la précision. Il correspond à la somme des erreurs passées. Si une petite erreur persiste, le terme intégral va augmenter progressivement jusqu'à forcer la barre à bouger pour éliminer totalement l'écart.

Dans notre simulation en temps discret, l'intégrale mathématique est approximée par une somme cumulée à chaque pas de temps :

$$\int \varepsilon dt \approx \sum \varepsilon \cdot dt$$

## 4 Études Statistiques

### 4.1 Paramètres de l'étude

Afin d'étudier le comportement de notre modèle, nous avons mis en place un système d'exportation automatique des données de simulation.

**Génération des fichiers.** À la fin de chaque simulation, notre programme Python génère un dossier horodaté contenant trois CSV :

- `settings_<timestamp>.csv` : Ce fichier est une "photographie" de l'état initial et final du système. Il contient l'ensemble des paramètres de configuration ainsi que les valeurs finales des variables d'état.
- `reactor_history_<timestamp>.csv` : Il s'agit d'une série temporelle enregistrant l'évolution macroscopique du réacteur à chaque itération  $dt$ .
- `neutrons_trajectories_<timestamp>.csv` : Sont recensés dans ce CSV tous les neutrons contenus dans le réacteur à chaque pas de temps ainsi que leurs paramètres associés.

**Traitements des données.** Ces fichiers bruts sont ensuite traités avec R. Nous utilisons les librairies RAJOUTERggplot2 et dplyr pour nettoyer les données, calculer les corrélations et générer les visualisations présentées ci-après.

## 4.2 Conjectures

qu'est ce qu'on compte montrer ligne directrice

## 4.3 Etude univariée

étude simple des variable permettant de montrer que le reacteur fonctionne "correctement"  
temperature power barres de controles etc  
+qu'est ce qu'on peut en déduire concernant nos conjectures

position des neutrons dans le reacteur

## 4.4 Etude bivariée

power en fonction de la temperature/ nb neutrons etc  
profondeur des barres en fonction du power+ test de khi2 pour observer la corrélation assez  
forte (on en sort une limite : par moment c'est pas encore tout à fait exact)

## 5 Conclusion

résumé des résultats obtenus  
apports technique et humain  
extensions possibles limites

## Annexe 1 - Le premier régulateur PI

L'ancêtre du régulateur proportionnel intégrable qui régit actuellement le monde de l'industrie vient de l'ingénieur écossais James Watt [james-watt]. Grâce à son invention : le *régulateur à boules*, il est considéré comme l'un des inventeurs de la machine à vapeur.

**Le principe.** Deux boules en métal tournent entraînées par un moteur. Plus le moteur va vite, plus la force centrifuge écarte les boules. En s'écartant, elles tirent sur un levier qui ferme l'arrivée de vapeur. Il s'agit de l'ancêtre du *régulateur proportionnel (P)* que nous utilisons dans notre simulation. Si la vitesse augmentait (erreur), la vapeur diminuait instantanément et faisait donc baisser les boules.

**Le problème.** Ce modèle souffrait de ce que l'on appelle l'erreur statique. La machine manquait de précision et ne tenait jamais exactement la position souhaitée. C'est pour cette raison que le terme *integral (I)* a été inventé plus tard.



FIGURE 3 – Ancêtre du régulateur PI mis au point par James Watt.

## Annexe 2 - Qu'en est-il de notre système d'urgence européen ?<sup>[control-rod-europe]</sup>

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* : C'est un "poison" liquide qui permet de compenser les ajustements lents.
2. *Les Barres Mécaniques* : Elles 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 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.