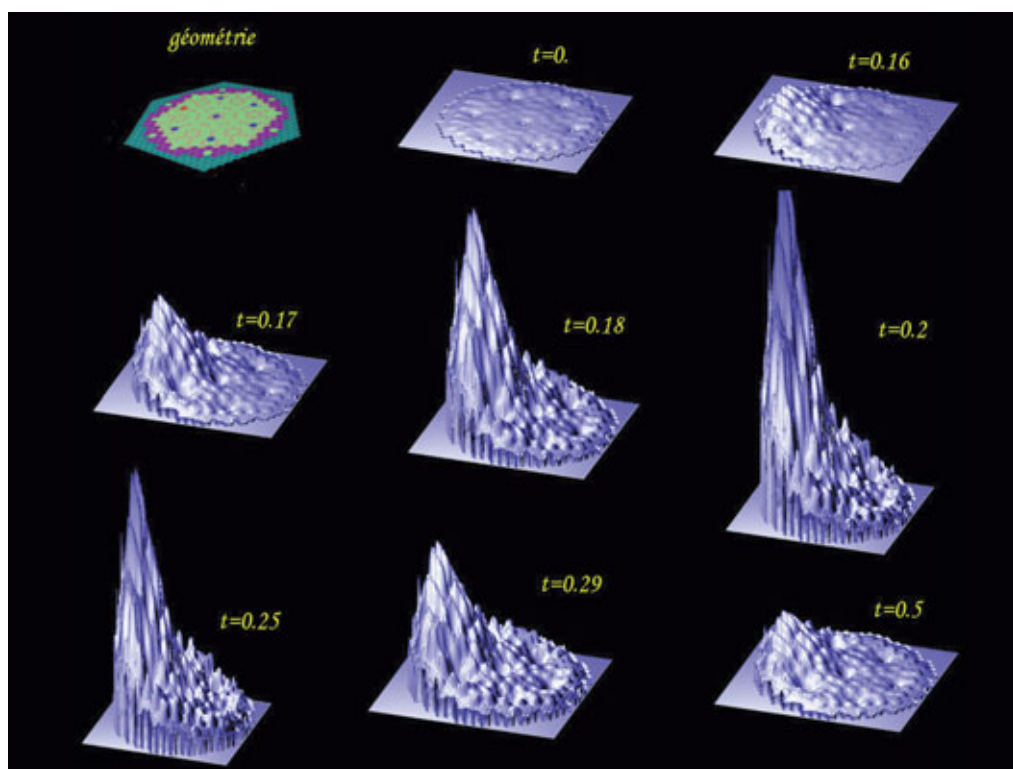


# DES SITUATIONS MAÎTRISABLES PAR CONCEPTION

## L'exemple de l'accident d'éjection d'une grappe de contrôle

La physique joue à plus d'un titre un rôle essentiel dans la conception des réacteurs nucléaires. Elle guide le choix des matériaux qui les constituent en fonction des objectifs de sûreté et des performances à atteindre. Elle donne aux réacteurs à eau sous pression des propriétés qui peuvent contribuer à les rendre intrinsèquement sûrs du point de vue neutronique. Il est par exemple possible, grâce à la modélisation numérique soutenue par l'expérimentation, de démontrer comment un hypothétique accident d'éjection d'une "grappe de contrôle" serait maîtrisable.



Évolution en fonction du temps (en secondes) de la nappe de flux thermique calculée par le logiciel de simulation neutronique Cronos2 (système Saphyr) du cœur d'un réacteur à eau, en l'occurrence un VVER, lors de l'éjection (entre 0 et 0,16 s) d'une grappe de contrôle. Le pic survient au temps 0,2 s.



CEA/DEN

### Principes de conception

Le chapitre précédent a clairement montré que la physique joue un rôle essentiel dans le fonctionnement d'un **réacteur** nucléaire et donc dans sa conception, qui vise avant tout à le rendre aussi sûr que possible. Principe de base : un réacteur est conçu de telle sorte que la population de **neutrons** soit toujours à un niveau compatible avec les moyens d'évacuation de

l'énergie qu'elle produit en provoquant la **fission de noyaux** d'uranium ou de plutonium ou par décroissance radioactive des éléments qui composent son combustible (puissance résiduelle). Dans un milieu **fissile**, l'avenir du neutron se résume à quatre possibilités : fission, **capture**, **fuite** ou choc (voir *Contrôle et pilotage des réacteurs à eau sous pression*). L'art de l'ingénieur en physique des réacteurs nucléaires est de concevoir une installa-

tion qui puisse assurer un bilan équilibré de la population de neutrons, ceux issus de fissions contrebalançant exactement les pertes dues aux **absorptions** et aux fuites hors du réacteur, afin d'entretenir la **réaction en chaîne**. Il s'appuie pour cela sur la modélisation numérique, qui concentre le savoir acquis par l'expérimentation, la connaissance des matériaux, la modélisation physique, les mathématiques appliquées et la maîtrise de l'informatique.



mode de chargement du combustible	description de la filière	réserve de réactivité	ressource d'anti-réactivité "lente"	ressource d'anti-réactivité "rapide"
<b>fractionné</b>	réacteur à neutrons ralentis à l'eau et au combustible refroidi à l'eau ordinaire sous pression : <b>REP</b>	<b>importante</b> <i>irradiation</i> : réserve pour 1 ou 2 ans de fonctionnement <i>régime de puissance</i> : effets de température de dilatation et combustible	bore dissous en continu	barres capturant les neutrons, introduites ou extraites selon le besoin
<b>continu</b>	réacteurs à uranium naturel à neutrons ralentis au graphite et au combustible refroidi au gaz : <b>UNGG</b>	<b>faible</b> <i>irradiation</i> : réserve renouvelée en marche <i>régime de puissance</i> : effet de température et combustible	pas de besoin	barres capturant les neutrons, introduites ou extraites selon le besoin
<b>fractionné</b>	réacteur à neutrons rapides au combustible refroidi au sodium : <b>RNR</b>	<b>très faible</b> <i>irradiation</i> : réserve produite en fonctionnement <i>régime de puissance</i> : effets de température et de dilatation faibles	pas de besoin	barres capturant les neutrons, introduites ou extraites selon le besoin

Tableau 1. Caractéristiques des trois principales filières de réacteurs français.

## Les contraintes : fonctionnalités et sûreté

Les contraintes de conception d'un réacteur relèvent d'une part des fonctionnalités recherchées, d'autre part des objectifs de sûreté. Les premières résultent des performances à atteindre pour le **combustible** (irradiation, puissance) ainsi que la souplesse d'exploitation (variations de température liées aux changements de régime de puissance), qui nécessitent d'ajuster la **réactivité** du cœur à l'aide d'absorbants de neutrons. Un réacteur dispose ainsi de réserves de **réactivité** et de ressources d'**anti-réactivité**. Les objectifs de sûreté sont pris en compte dès la conception, lors du choix des matériaux constituant le réacteur, principalement pour le contrôle de sa réactivité et le maintien du refroidissement du combustible. En fonction de ce choix qui concerne principalement le combustible et le **réfrigérant**, plusieurs filières ont été développées. Elles diffèrent en particulier par les ressources d'anti-réactivité nécessaires (tableau 1).

## Concevoir un système stable : le cas des REP

Pour des raisons de sûreté et de facilité d'exploitation, le concepteur doit toujours contraindre la géométrie du réacteur, les matériaux utilisés dans sa fabrication et les moyens d'évacuation de l'énergie de telle sorte qu'une aug-

mentation de puissance favorise la capture ou la fuite des neutrons. Il cherchera à tirer un profit optimal des contre-réactions intrinsèques d'un réacteur qui réagira de lui-même aux modifications de ses conditions de fonctionnement.

Pour les réacteurs à eau sous pression (encadré E : **Les principaux éléments d'un REP**), les contre-réactions qui interviennent sont principalement dues à l'effet de dilatation de l'eau, qui joue le double rôle de **caloporteur** (transfert de chaleur) et de **modérateur** (ralentisseur de neutrons) et aux effets de température du combustible (voir *Contrôle et pilotage des réacteurs à eau sous pression*).

### L'effet de dilatation de l'eau

Dans les réacteurs à eau ordinaire, le choix du rapport du volume d'eau au volume du combustible (**rapport de modération**) est crucial. L'eau ordinaire possède vis-à-vis des neutrons le double pouvoir de les ralentir et de les capturer. En les ralentissant, elle les rend plus aptes à provoquer la fission des noyaux du combustible et donc à produire des descendants, mais en les capturant elle les prive de tout avenir ! Un réacteur doit être conçu en "manque d'eau" : tout apport supplémentaire favorisant la réaction en chaîne. Si bien qu'*a contrario* un excès de puissance se traduit par la dilatation de l'eau et la baisse de sa densité, et donc par une baisse de régime de la réaction en chaîne. Le rapport de modération doit être choisi

afin que l'eau apporte une contre-réaction stabilisante. À l'opposé, le refroidissement de l'eau facilite la réaction en chaîne. Il est plus facile pour le concepteur de dimensionner les moyens de contrôle, les ressources d'anti-réactivité et d'évacuation d'énergie pour faire face à l'ensemble des situations incidentelles résultant d'un sur-refroidissement que pour faire face à une excursion de puissance qui pourrait d'elle-même s'auto-alimenter.

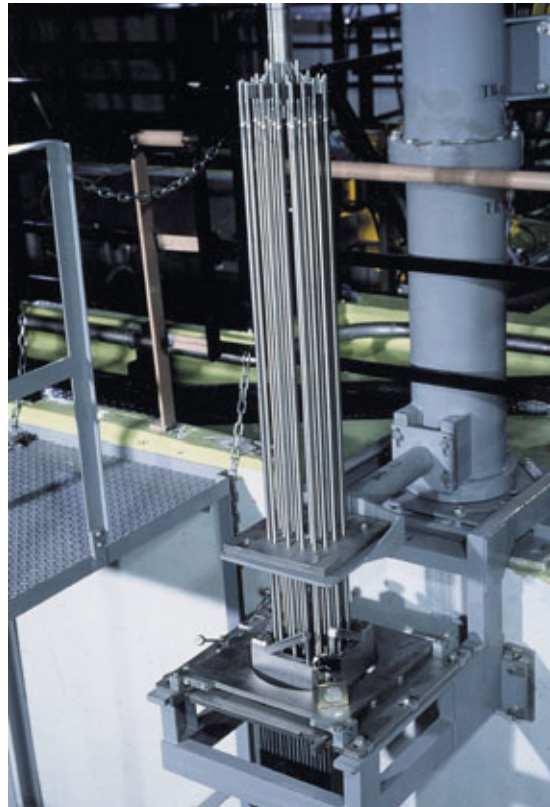
### Les effets de température du combustible

Les effets de température du combustible jouent un rôle de contre-réaction prédominant grâce à l'*effet Doppler* (encadré 1 de l'article précédent), l'augmentation de température étant une conséquence quasi instantanée de celle du nombre de fissions. Dans les réacteurs à **neutrons thermalisés** comme les REP, toute élévation de température du milieu combustible se traduira par une *baisse* de réactivité : l'ingénieur trouve ainsi dans la contre-réaction Doppler du combustible un effet stabilisant intrinsèque fondamental pour la sûreté.

L'effet Doppler peut, à lui seul, contenir des évolutions intempestives de puissance : ce serait le cas lors d'un hypothétique accident d'éjection hors du cœur du réacteur d'une **grappe de contrôle**, qui serait provoqué par une différence de pression entre l'intérieur et l'extérieur de la cuve causée par la perte d'étanchéité du mécanisme d'une grappe.

### Deux situations extrêmes pour un même accident

L'analyse de sûreté d'un REP montre que l'insertion des grappes de contrôle



J.-P. Salomon/Framatome

Mise en place de la grappe de contrôle dans un assemblage combustible à la centrale EDF de Belleville-sur-Loire (Loiret).



doit être limitée. Elle doit également démontrer que l'accident d'éjection de l'une d'entre elles, supposé dans l'analyse de sûreté pouvoir survenir à tout instant malgré sa faible probabilité d'occurrence, n'entraînerait pas de conséquences inacceptables sur l'environnement. Compte tenu du rôle que ces grappes jouent dans le contrôle de la réserve de réactivité liée aux effets de température et de puissance évoqués plus haut, des situations très différentes sont à considérer en fonction du niveau de puissance initiale.

Lorsque la puissance est faible, la réserve de réactivité à contrôler est importante et correspond à plusieurs fois la valeur de la fraction de **neutrons retardés** (voir *Les phénomènes neutro-*

*niques*). Il serait alors possible que l'éjection d'une seule grappe libère une réactivité supérieure à la fraction de neutrons retardés. Dans ce cas, la puissance du réacteur évoluerait avec les **neutrons prompts** auxquels correspond une constante de temps de quelques dizaines de microsecondes.

*A contrario*, lorsque la puissance initiale est élevée, la réserve de réactivité est faible et inférieure à la fraction de neutrons retardés : l'éjection d'une grappe ne pourrait dans ce cas libérer qu'un faible quantité de réactivité. La puissance évoluerait alors avec une constante de temps correspondant au temps de génération effectif du réacteur qui est de l'ordre du dixième de seconde.

puissance initiale	faible	nominale
réactivité libérable	peut être supérieure à la fraction de neutrons retardés	inférieure à la fraction de neutrons retardés
configuration initiale du combustible	combustible froid	combustible chaud
cinétique du transitoire	rapide	lente
constante de temps des neutrons	20 à 35 $\mu$ s	70 000 $\mu$ s
contre réactions dominantes	combustible : effet Doppler	combustible et modérateur

Tableau 2. Caractéristiques des deux cas typiques extrêmes d'un accident d'éjection d'une grappe de contrôle d'un réacteur à eau sous pression.

Deux situations extrêmes typiques caractérisent ainsi l'ensemble des configurations (tableau 2). Dans la première, la puissance initiale est faible et la réactivité libérable, pour laquelle le combustible pourrait supporter un accroissement de température important, est élevée. Dans la seconde, la puissance initiale est la puissance nominale et la réactivité libérable, pour laquelle le combustible ne pourrait supporter qu'un accroissement limité de température, est très faible. Lors du **transitoire**, l'élévation de température induirait, grâce à l'effet Doppler, une contre-réaction qui, à elle seule, contrôlerait l'excursion de puissance dans la mesure où l'énergie produite ne conduirait pas à la dégradation du combustible.

### “Du bien là où ça fait mal”

Lors de l'éjection d'une grappe, la puissance du réacteur évoluerait très rapidement et le flux de chaleur sortant de l'**assemblage** combustible deviendrait supérieur à celui pour lequel son refroidissement est conçu. Un film de vapeur, mauvais conducteur de chaleur, se formerait soudainement autour du **crayon**. Le milieu combustible serait alors "isolé" de l'eau de refroidissement et la température (énergie stockée) de l'uranium pourrait atteindre des valeurs très importantes. Comme cela a été décrit précédemment, cette augmentation de température provoquerait immédiatement une contre-réaction qui stopperait et renverserait l'évolution de la puissance, contre-réaction d'autant plus violente que la perturbation serait importante. En parodiant une publicité, disons que l'effet Doppler ferait, au bon moment, "du bien là où ça fait mal". Ainsi, sans l'intervention d'aucun système ni de l'opérateur, cet effet réduirait de manière drastique les conséquences d'une éjection de grappe. Cet effet de contre-réaction permet au concepteur de dimensionner les réserves de réactivité que doivent contrôler les grappes. Pour s'assurer que l'effet Doppler est capable de "retourner" l'évolution de puissance avant que la limite des capacités mécaniques du

combustible à supporter des dépôts d'énergie ne soit atteinte, il doit avoir recours à la modélisation et à l'expérimentation.

### Analyse, calcul et expérimentation

La modélisation physique et numérique des réacteurs nucléaires permet de concevoir des installations sûres et donc d'étudier les configurations accidentelles, mêmes hypothétiques, inaccessibles par l'expérimentation directe. La démarche consiste à analyser les phénomènes physiques impliqués dans le scénario étudié afin d'identifier les grandeurs caractéristiques du comportement du réacteur, puis à mettre au point une modélisation calculant ces grandeurs ou les paramètres qui leur sont associés. L'expérimentation intervient à trois niveaux : identification et compréhension des phénomènes impliqués, détermination des critères représentatifs du comportement étudié et enfin qualification de la modélisation. Cette dernière étend l'analyse aux domaines difficilement accessibles à l'expérimentation, renseigne sur des paramètres non mesurables et constitue l'outil d'étude du comportement des réacteurs dans des situations accidentelles supposées.

Compte tenu de la complexité des phénomènes à modéliser et de la nécessité de leur couplage, l'expérimentation apporte les connaissances nécessaires à la maîtrise de ces configurations accidentelles. Appuyée sur toute une base expérimentale, la modélisation physique et numérique démontre pour chaque instant de la vie du réacteur que les critères définis sont bien respectés dans l'éventualité d'une éjection de grappe. Les principaux d'entre eux, identifiés au cours de tests allant jusqu'à la destruction des crayons de combustible, portent sur l'énergie qui y serait déposée, la quantité de combustible qui fondrait au sein d'une pastille et sur la température maximale qu'atteindrait la gaine qui l'entoure.

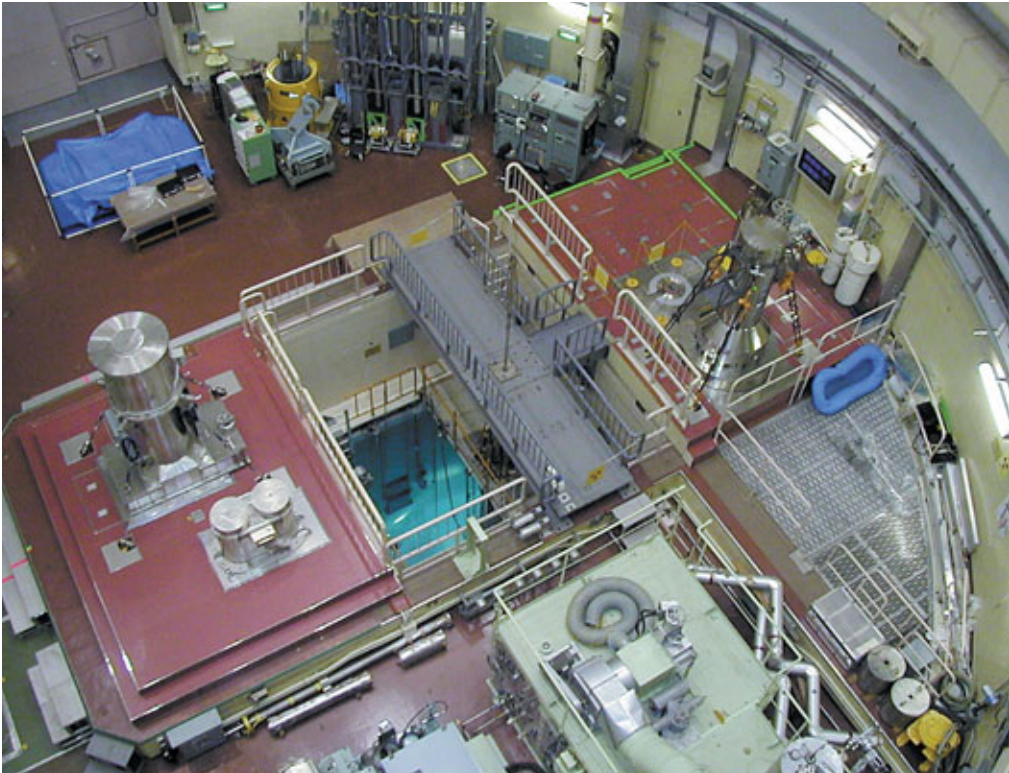
La modélisation de l'ensemble des phénomènes fait appel à plusieurs disciplines qu'il convient de coupler. La recherche de combustibles plus performants demande par ailleurs des ana-

lyses de plus en plus poussées. Les développements des logiciels doivent suivre l'évolution de ces exigences. Les dernières avancées permettent ainsi de calculer la distribution de puissance à l'intérieur des pastilles et de prendre en compte, de manière de plus en plus approfondie, les caractéristiques mécaniques des combustibles irradiés. L'expérimentation apporte un appui essentiel tant par des expériences analytiques (données de base) que par des expérimentations globales (vérification des composants eux-mêmes et des prédictions des logiciels de calcul).

### Des installations spécifiques pour l'étude des transitoires rapides

Depuis de nombreuses années, des campagnes expérimentales ont été menées. Leur principe ? Faire supporter à des crayons de combustible bien caractérisés des transitoires de puissance représentatifs d'une éjection de grappe, et ce jusqu'au dépassement de leurs limites. Des réacteurs de recherche spécialement instrumentés sont ainsi dédiés à ce type d'expérimentations. D'abord menées aux États-Unis, dans les années 70, dans le réacteur SPERT (*Special Power Excursion Reactor Test*), elles ont permis d'analyser et de comprendre le comportement du combustible pour des crayons atteignant trois années d'irradiation. Le relais a été pris dans les années 80 avec le réacteur japonais NSRR (*Nuclear Safety Research Reactor*) dans le but d'étendre la connaissance à des combustibles plus irradiés et de conceptions différentes. Enfin depuis les années 90, le réacteur français Cabri, à Cadarache (encadré 1) est dédié à l'analyse du comportement de combustible à base d'oxyde d'uranium ou d'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium, très irradié, afin de préparer les analyses qui devront être menées pour les combustibles futurs. En Russie, grâce aux réacteurs IGR (*Impulse Graphite Reactor*) et Gidra, la même démarche a été poursuivie pour les réacteurs VVER, de la famille des REP.





Le réacteur NSRR utilisé dans les années quatre-vingt par le Japan Atomic Energy Research Institute pour des essais de transitoires de puissance rapides.



JAERI

## La modélisation : différents niveaux de simplification

La modélisation numérique comporte différents niveaux de simplification. Le premier consiste à modéliser le réacteur par un point, comme dans un calcul analytique (encadré 2). L'apport de l'ordinateur est de permettre la prise en compte de la contribution des neutrons retardés et une description moyenne des échanges d'énergie entre le combustible

et l'eau. Cette modélisation est très bien adaptée à une démarche "enveloppe" car il suffit d'augmenter les valeurs des paramètres majorant et de réduire celles des paramètres minimisant la production de puissance.

La limitation de la modélisation du "réacteur point" porte principalement sur la connaissance de la contre-réaction Doppler du cœur, car l'amplitude de cette contre-réaction dépend de la déformation de puissance dans le cœur. Seul le

recours à une modélisation tridimensionnelle permet de traiter de manière plus réaliste les configurations rencontrées. Le système de logiciels Saphyr du CEA, dédié à la physique des réacteurs, peut donner une illustration de ce que serait la distribution de puissance dans un réacteur au moment où la grappe serait totalement sortie du réacteur. Pour obtenir cette précision, il faut prendre en compte l'ensemble des phénomènes **neutroniques, thermohydrauliques** et

## Les nouvelles excursions de Cabri

1

Conçu initialement pour mener des recherches relatives à la sûreté des **réacteurs à neutrons rapides** (RNR), le réacteur expérimental Cabri, à Cadarache, permet également d'étudier le comportement du **combustible** dans un **réacteur à eau sous pression** (REP) soumis à un accident de **réactivité**, dans le cadre des recherches de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN). Après la réalisation du programme REP-Na mené dans la boucle à

sodium de Cabri, en coopération avec EDF et avec la participation de la Nuclear Regulatory Commission américaine, un nouveau programme démarre dans un contexte international réunissant organismes de sûreté et industriels. Ce *Cabri Water Loop Programme* comportera douze essais échelonnés de 2002 à 2008. L'objectif est d'étudier le comportement des combustibles UO<sub>2</sub> et MOX à fort **taux de combustion** avec gainages avancés soumis à des **excursions de puis-**

**sance** analogues à celles qui résulteraient de l'éjection d'une **barre de contrôle** et ce dans des conditions représentatives d'un REP.



IPSN

## Modélisation analytique de l'évolution de la puissance du cœur au cours d'un accident d'éjection de grappe

La modélisation analytique est un outil précieux. L'évolution de la puissance du cœur d'un réacteur qui se produirait au cours d'un accident d'éjection d'une grappe de contrôle peut se décrire de manière très pertinente à partir de la connaissance de la réactivité libérée, du coefficient de contre-réaction Doppler (voir *Contrôle et pilotage des réacteurs à eau sous pression*, encadré 1), de la fraction des neutrons retardés et de la durée de vie des neutrons prompts. Il est nécessaire pour cela de supposer, compte tenu de la rapidité du transitoire, d'une part que l'énergie ne peut être évacuée du combustible vers l'eau et d'autre part que les neutrons retardés n'ont pas le temps d'être émis. Ces hypothèses correspondent au modèle point adiabatique et aux cas des grandes réactivités. Lorsqu'elle est possible, cette approche apporte une grande force à la démonstration de sûreté.

L'équation de bilan des neutrons (1) s'écrit simplement :

$$(1) : \frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\lambda} P(t)$$

dans laquelle l'évolution de la réactivité (2) s'écrit à l'aide de la réactivité totale  $\rho_0$  de la grappe de contrôle et de l'effet de contre-réaction Doppler du combustible exprimée à partir du coefficient  $\alpha$  et de l'élévation moyenne de la température du cœur  $T$ .

$$(2) : \rho \approx \rho_0 - \alpha (T(t) - T(0))$$

$$(3) : MC(T(t) - T(0)) \approx \int_0^t P(t') dt'$$

Cette dernière dépend directement de l'énergie produite (3) où  $M$  représente la masse et  $C$  la chaleur spécifique du combustible.  $\lambda$  représente la durée de vie des neutrons prompts et  $\beta$  la fraction de neutrons retardés.

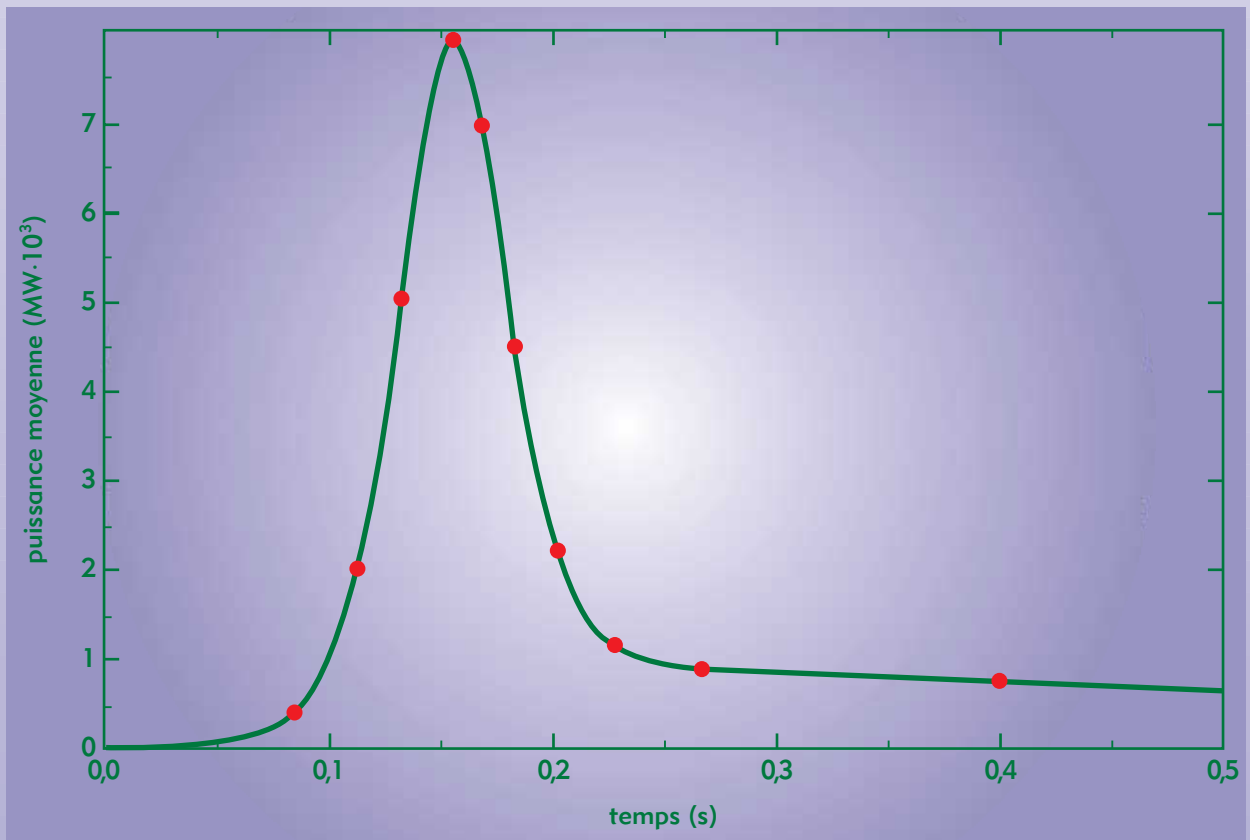
Il est ainsi démontré que l'énergie produite  $E$  et la puissance maximum

atteinte  $P_{max}$  au cours du transitoire vérifient les expressions (4) et (5) suivantes. Le réalisme des résultats dépend bien entendu de l'estimation des constantes employées dans l'application numérique.

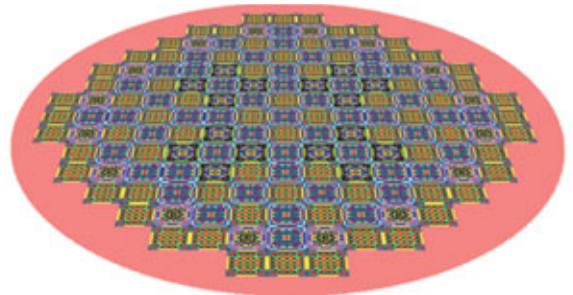
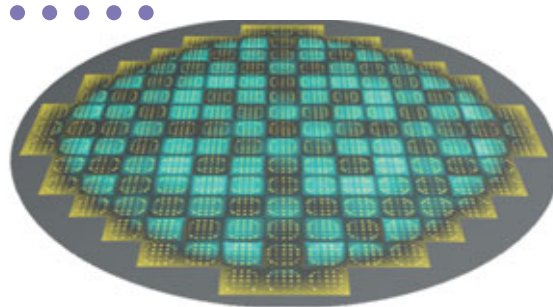
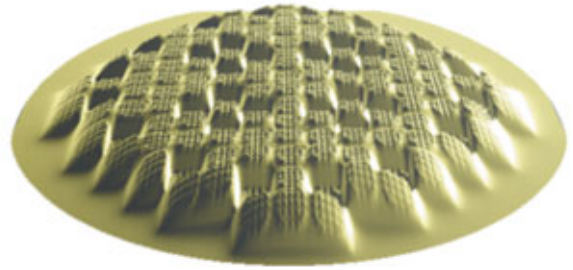
$$(4) : E \approx 2M \cdot C \frac{\rho_0 - \beta}{\alpha}$$

$$(5) : P_{max} \approx MC \frac{(\rho_0 - \beta)^2}{\alpha \lambda}$$

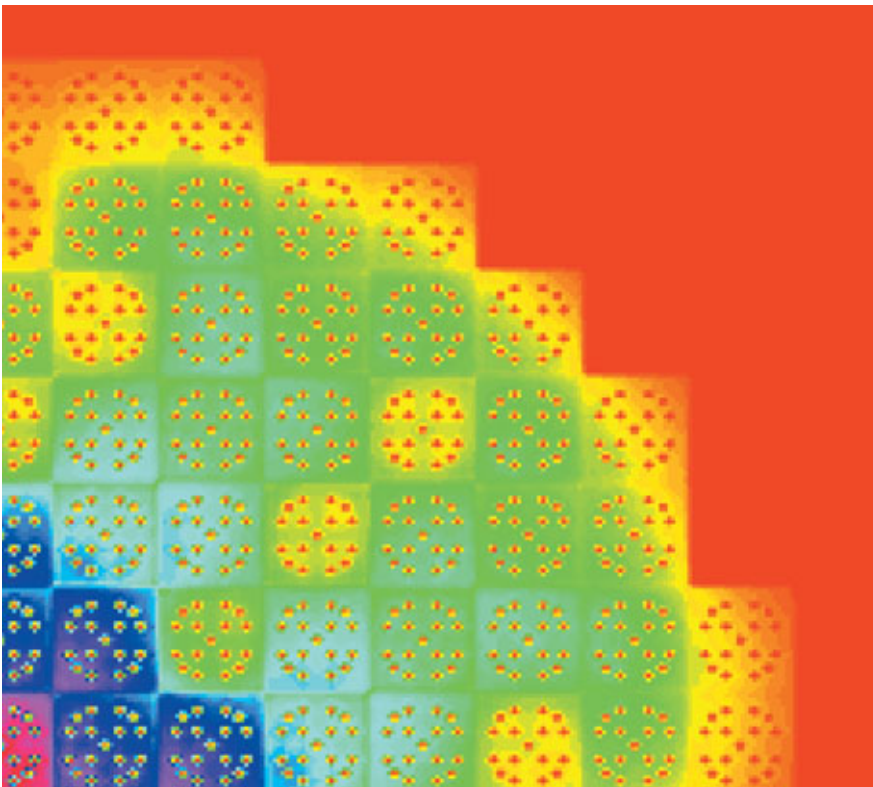
Il est également possible de montrer directement que la réactivité au maximum de puissance vaut  $\beta$ . Ainsi les caractéristiques principales de l'évolution de la puissance (figure) au cours des premiers instants du transitoire peuvent être obtenues ; par exemple des grandeurs importantes pour l'étude du comportement thermomécanique du combustible telles que la vitesse de l'augmentation de puissance, la largeur de la courbe  $P(t)$  s'obtiennent explicitement.



Sorties graphiques issues du code de calcul de neutronique Cronos2 représentant respectivement, de haut en bas, la partie thermique du flux, la puissance radiale et la géométrie cellule par cellule du cœur d'un réacteur à eau sous pression (REP de 900 mégawatts électriques).



Distribution de puissance, obtenue grâce à une modélisation Saphyr où chaque crayon est décrit, lors de l'éjection d'une grappe placée au centre d'un réacteur REP. Seul un quart du cœur est représenté.



SERMA/CEA

thermomécaniques. L'analyse du comportement de chaque crayon est alors accessible et les voies d'amélioration des performances peuvent être recherchées.

Le calcul de ces situations nécessite des efforts de modélisation importants qui ne peuvent s'appuyer que sur des programmes expérimentaux très lourds et souvent conduits dans un cadre international. La modélisation et la compréhension des phénomènes physiques permettent de démontrer la sûreté des réacteurs : les progrès à venir dans ces domaines permettront aussi d'améliorer les performances des réacteurs futurs.

**Richard Lenain**

Direction de l'énergie nucléaire  
CEA/Saclay