

# LA CHAÎNE DE CALCUL COUPLÉE HEMERA

## pour l'analyse des accidents de réactivité

*Franck DUBOIS, Frédéric FOUQUET, Étienne MURY*

*Bureau en charge du développement des méthodes et de la gestion des outils de simulation*

*Les exploitants de l'électronucléaire recherchent une amélioration des performances des réacteurs en exploitation par une meilleure utilisation du combustible. Dans ce cadre, EDF met en œuvre de nouvelles méthodes d'étude des situations accidentelles pour justifier la sûreté de ses installations, reposant sur l'utilisation d'outils de calcul en trois dimensions (3D). Face à la complexité croissante de ces méthodes et en vue des expertises qu'il aura à mener, l'IRSN s'est engagé dans le développement de ses propres méthodes, afin de se doter de l'expérience permettant d'identifier les forces et faiblesses associées à celles mises en œuvre par l'exploitant.*

Les accidents dits de « réactivité » sont tout particulièrement étudiés par l'exploitant. La puissance des réacteurs nucléaires est contrôlée, en fonctionnement normal, par des absorbants de neutrons. Dans un REP (réacteur à eau pressurisée), les absorbants sont constitués, d'une part, de grappes de commande, d'autre part, de bore dilué dans le fluide primaire circulant autour du combustible et parfois de poisons intégrés au combustible dits « poisons consommables ». Les grappes de commande sont composées de matériaux absorbant des neutrons (eutectique-bore, cadmium-indium, carbure de bore, ou hafnium) et sont conçues de manière à pouvoir s'insérer ou s'extraire du cœur, au besoin. Un accident de réactivité est provoqué par une variation incontrôlée de la réactivité due, par exemple, à la défaillance d'un mécanisme de barre de contrôle provoquant son expulsion, ce qui conduit à une excursion de la puissance nucléaire et éventuellement à une perte d'intégrité de la première barrière (gaine du combustible).

La puissance des réacteurs en fonctionnement accidentel est aussi sensible aux effets de la variation de la température du combustible (contre-réaction par effet Doppler) et de la température du fluide primaire (contre-réaction par effet modérateur ou de vide). En effet,

dans les REP, le fluide primaire sert notamment à ralentir les neutrons (les « modérer »), facilitant ainsi leur absorption par le combustible fissile et donc la réaction nucléaire. Toute variation de température de ce fluide primaire modifie de ce fait son « pouvoir de modération » et impacte la puissance. À titre d'exemple, un refroidissement du fluide primaire tend, en général, à faire augmenter la puissance.

Le comportement d'un REP résulte de phénomènes physiques complexes et multidimensionnels. Il se caractérise, par ailleurs, par un couplage fort entre des phénomènes de nature éminemment nucléaire/neutronique et des phénomènes à caractère thermo-hydraulique. La simulation du comportement d'un REP en situation accidentelle nécessite donc l'élaboration d'outils, dont la représentativité à l'égard des phénomènes physiques modélisés et, en conséquence, la complexité, n'ont cessé de s'accroître avec l'affinement de la représentation géométrique, la sophistication des modèles mathématiques et physiques, la montée en puissance des capacités de calcul scientifique et la mise en œuvre de couplages entre codes.

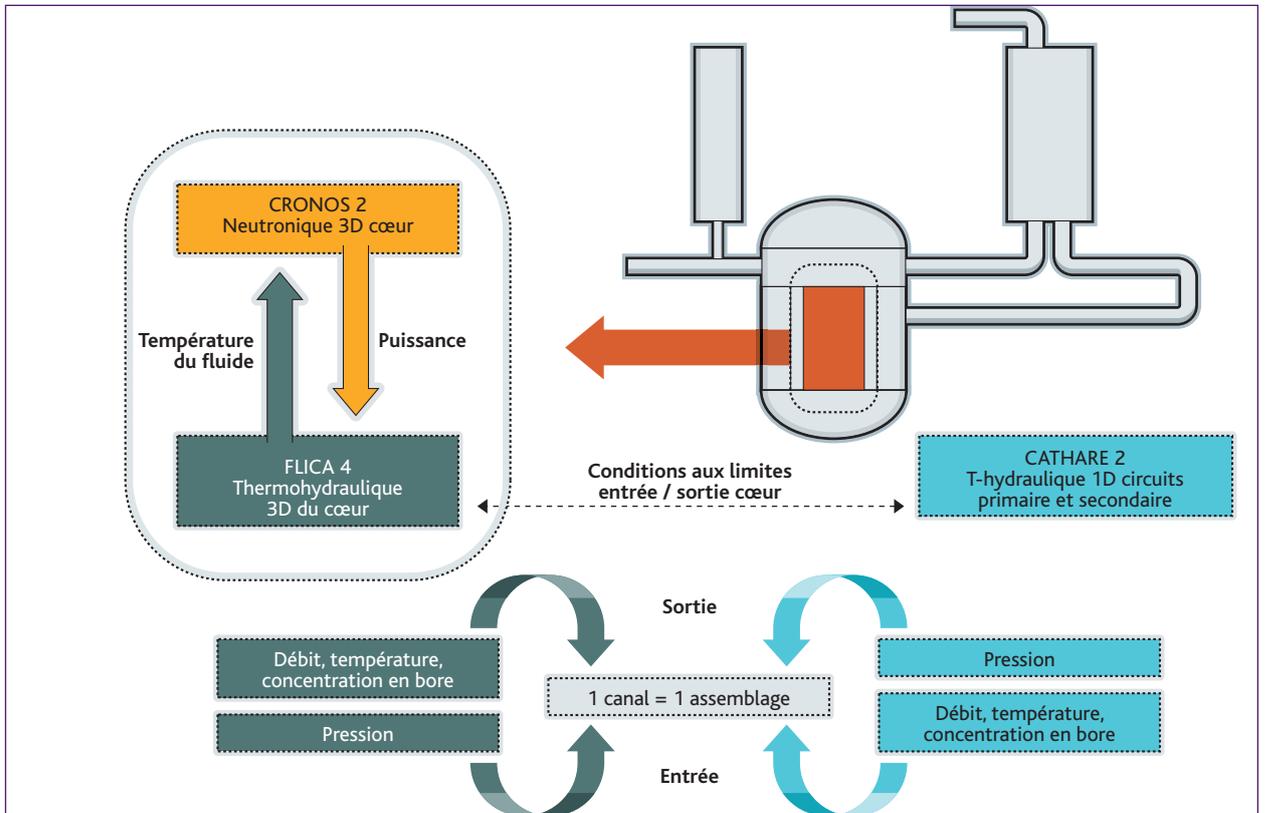


Figure 1 Description du couplage thermo-hydraulique-neutronique de la chaîne HEMERA.

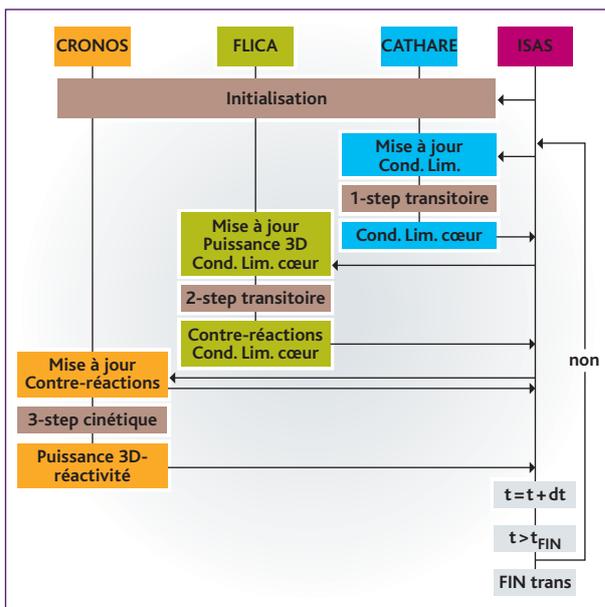


Figure 2 Gestion du couplage par le superviseur ISAS.

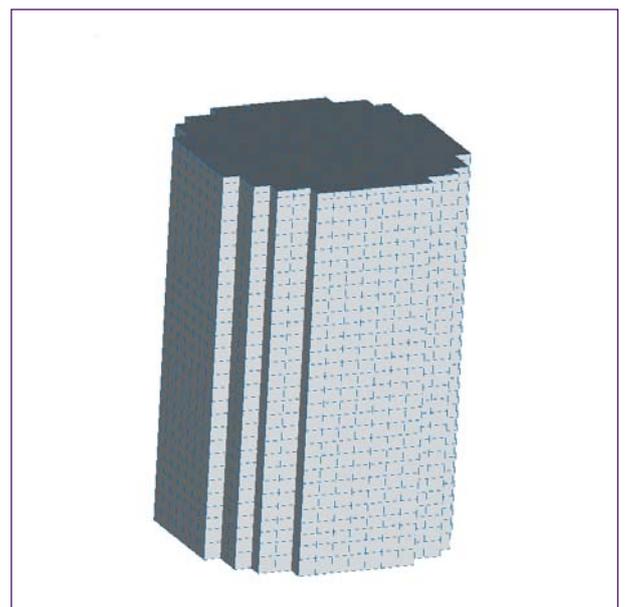


Figure 3 Accès à l'information locale dans HEMERA.

Les études d'accident demandent une analyse pertinente de l'IRSN, dans la mesure où l'augmentation des performances du combustible implique aussi, statistiquement parlant, une réduction des marges de sûreté. La démonstration de l'acceptabilité d'une nouvelle gestion de combustible nécessite en général l'utilisation de nouvelles méthodes pour les études d'accidents.

Dans le cadre d'une collaboration avec le CEA, l'IRSN développe la chaîne de calcul 3D HEMERA (*Highly Evolutionary Methods for Extensive Reactor Analyses*), fondée sur le couplage des codes thermohydrauliques CATHARE et FLICA et du code neutronique CRONOS, afin de se doter des moyens nécessaires pour expertiser avec pertinence des études d'accidents de plus en plus complexes.

Cette chaîne de calcul est actuellement développée pour la simulation des accidents de réactivité (comme l'éjection de grappe de commande RIA ou encore l'accident de rupture de tuyauterie vapeur, RTV).

## Description de la chaîne de calcul HEMERA

La chaîne de calcul HEMERA (*figure 1*) met en œuvre le couplage des versions actuelles de codes existants et largement utilisés dans le domaine nucléaire : CATHARE 2, FLICA 4, CRONOS 2. Le code CATHARE 2 simule, en une dimension (1D), les circuits secondaire et primaire à l'exception du cœur ; le code FLICA 4 calcule la thermohydraulique du cœur à trois dimensions (3D) et CRONOS 2 détermine le comportement neutronique du cœur en 3D.

Une technique explicite de couplage a été adoptée (résolution indépendante des équations neutroniques et thermohydrauliques). Le couplage est assuré par le transfert des données aux interfaces entre les codes.

Néanmoins, cette technique nécessite des itérations externes aux différents codes, afin d'assurer la convergence du couplage. Un outil spécifique (logiciel ISAS, basé sur *Parallel Virtual Machine* PVM) est donc utilisé pour gérer les codes et pour contrôler les échanges de données (*figure 2*).

### Détermination des sections efficaces

Le calcul du flux neutronique dans un cœur de réacteur nucléaire nécessite la connaissance des sections efficaces (en simplifiant, des indicateurs de la probabilité d'interaction entre les neutrons et la matière, dépendant de l'énergie) des différents constituants présents dans le cœur (combustible, fluide modérateur et structures), ainsi que de leur évolution résultant de l'irradiation, ceci dans diverses conditions physiques.

Le calcul des sections efficaces est fait par le code APOLLO 2, qui génère une « bibliothèque » dite « multi-paramétrée », en raison

du fait qu'elle permet leur tabulation en fonction des principaux paramètres de fonctionnement du réacteur (comme l'épuisement du combustible, la température, la densité du réfrigérant-modérateur, etc.). Dans le cas d'un RIA, les sections efficaces sont notamment très sensibles au taux d'irradiation du combustible, à la température (température dite « effective ») et à la densité du modérateur. On ajoute, dans le cas d'une RTV, un paramétrage des sections efficaces en fonction de la température du modérateur et de la concentration en bore. Cette bibliothèque de sections efficaces est ensuite utilisée comme donnée d'entrée pour le code CRONOS 2.

### Modélisation 3D thermohydraulique et neutronique du cœur

Les calculs neutroniques et thermohydrauliques du cœur sont effectués en 3D (voir *figure 3*), à l'aide des codes CRONOS 2 et FLICA 4, couplés par ISAS.

Le code 3D neutronique CRONOS 2 résout l'équation de la diffusion à plusieurs groupes d'énergie (deux dans le cas générique des calculs REP), par la méthode aux éléments finis mixtes duaux (solveur MINOS), afin d'obtenir la distribution de puissance en 3D dans le cœur sur des macro-maillages homogènes (en général une ou quatre par assemblage combustible). En fait, la modélisation retenue pour décrire le cœur est fondée sur une description à l'échelle de l'assemblage (modélisation homogène) car, à l'heure actuelle, pour des raisons de temps de calcul et d'encombrement de la mémoire, il n'est pas envisageable de simuler l'ensemble du cœur avec une maille de calcul par cellule combustible (modélisation hétérogène). Cependant, pour obtenir les informations locales (information au niveau crayon combustible) nécessaires à la démonstration de sûreté, la chaîne de calcul HEMERA permet de réaliser un « zoom » sur un assemblage, à l'aide d'une modélisation neutronique hybride et thermohydraulique loupe (*figure 4*).

Le code 3D thermohydraulique FLICA 4 est dédié aux calculs d'écoulements diphasiques (eau liquide et eau vapeur) pour des régimes permanents ou transitoires. C'est un code de thermohydraulique tridimensionnel utilisant la méthode des volumes finis. Un écoulement diphasique, comprenant une phase liquide et une phase vapeur, est modélisé par quatre équations de conservation (conservation de la masse pour phase vapeur et conservation de la masse, de l'énergie et de la quantité de mouvement pour le mélange liquide-vapeur), avec un jeu de lois de fermeture (ou corrélations).

Le couplage entre les codes FLICA 4 et CRONOS 2 permet l'échange des données suivantes (*figure 4*) :

- le niveau de puissance du cœur et la distribution 3D de la puissance par macro-maille, calculés par CRONOS, sont transférés à

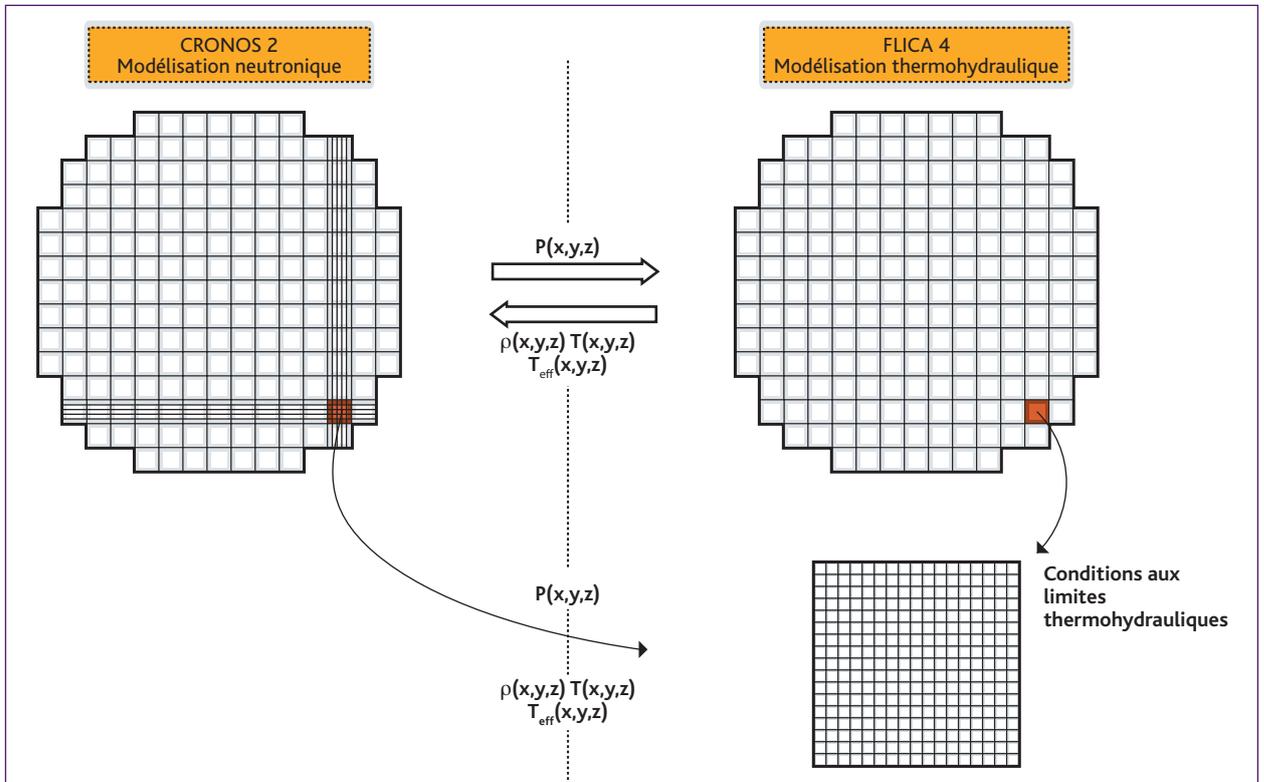


Figure 4 Modélisation 3D du cœur.

FLICA pour être utilisés comme un terme source dans l'équation de l'énergie ;

■ Les données calculées par FLICA 4 et transmises en retour à CRONOS 2 pour chaque macro-maille physique sont :

- la densité du modérateur (RIA et RTV) ;
- la température du modérateur (RTV) ;
- la température dite « effective » du combustible, calculée à l'aide de la formule de Rowlands :

$$T_{eff} = \frac{4}{9}T_c + \frac{5}{9}T_s \quad (\text{RIA et RTV}) ;$$

où  $T_c$  représente la température au centre du combustible et  $T_s$  la température en surface ;

- la concentration du bore (RTV).

#### Modélisation 1D thermo-hydraulique des circuits secondaire et primaire

Le code CATHARE 2, développé par le CEA, EDF, Areva-NP et l'IRSN, repose sur un modèle à deux fluides (eau et vapeur), à six équations (équation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie pour chaque phase), avec un jeu de lois de fermeture.

Le code CATHARE 2 comprend plusieurs types d'éléments :

■ l'élément 0D « VOLUME », composé de deux sous-volumes (supérieur et inférieur), représentant respectivement la phase vapeur et la phase liquide ; il fournit des valeurs moyennées pour tous les sous-volumes (température, pression) ;

■ l'élément 1D maillé, « AXIAL ». Il fournit les informations (pression, taux de vide, température, vitesse) pour chaque maille.

Dans le cadre de la chaîne de calcul HEMERA, le code CATHARE 2 est donc utilisé pour simuler le circuit primaire et le circuit secondaire (à l'exception du cœur, qui est simulé par les codes FLICA 4 et CRONOS 2). La figure 5 représente un exemple de modélisation CATHARE 2. Chaque boucle primaire est représentée explicitement et, à titre d'exemple, le maillage total comporte environ 600 mailles pour la modélisation d'un réacteur à eau pressurisée de type 1 300 MWe.

Les données calculées par CATHARE 2 et transmises à FLICA 4 sont :

- les débits et enthalpies à l'entrée du cœur ;
- les concentrations du bore à l'entrée du cœur ;
- le profil des pressions à la sortie du cœur.

Par ailleurs, les données calculées par FLICA 4 et transmises à CATHARE 2 sont :

- les débits et enthalpies à la sortie du cœur ;

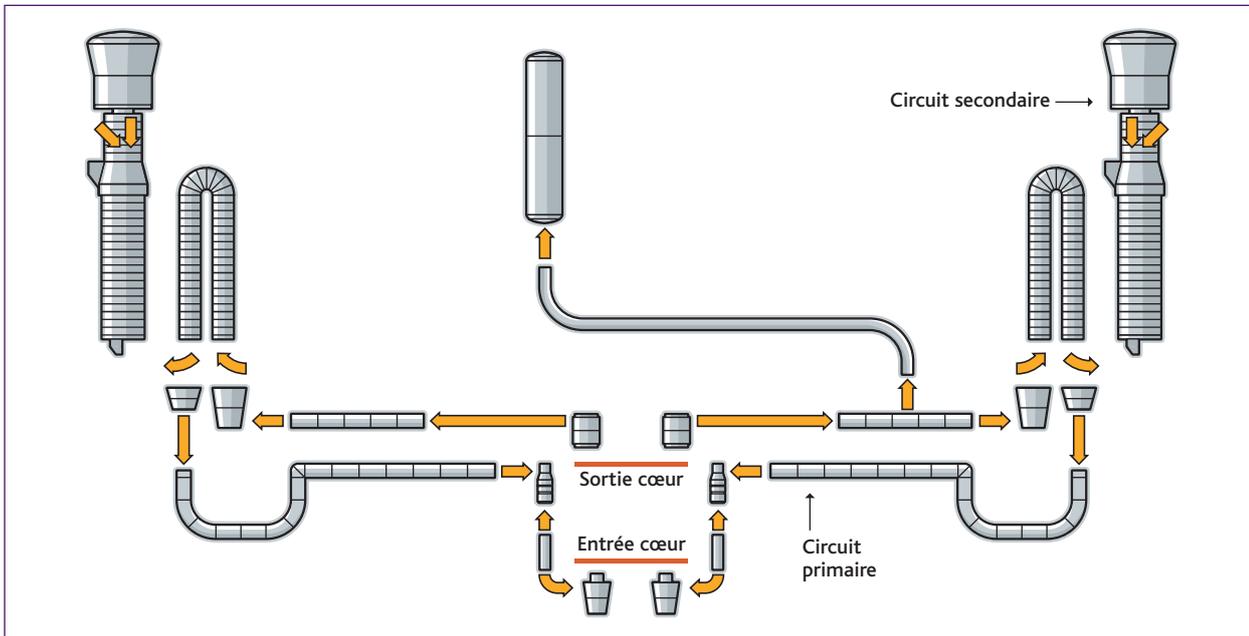


Figure 5 Modélisation des circuits primaire et secondaire.

- les concentrations du bore à la sortie du cœur ;
- le profil des pressions à l'entrée du cœur.

Il faut souligner que le code CATHARE 2 fournit les données par boucle primaire, alors que le code FLICA 4 a besoin de ces données pour chaque assemblage combustible. De ce fait, les données transmises par CATHARE 2 sont transformées à l'aide d'un traitement matriciel, dénommé « matrices de mélange » (coefficients expérimentaux quantifiant les différents mélanges au sein d'une cuve d'un réacteur à eau sous pression), afin d'obtenir les nappes, à l'entrée du cœur des températures, débits et concentrations du bore nécessaire au code FLICA 4. Au niveau de la sortie, un traitement similaire est réalisé pour le passage de données du code FLICA 4 au code CATHARE 2.

## Présentation d'une application de la chaîne de calcul HEMERA

Actuellement, la chaîne de calcul HEMERA est utilisée pour la simulation de l'accident de refroidissement résultant d'une rupture de tuyauterie de vapeur (RTV – couplage CATHARE 2/CRONOS 2/FLICA 4) et de l'accident d'éjection d'une grappe de commande (RIA – couplage CRONOS 2/FLICA 4).

Seule l'application à l'accident de type RTV est présentée ci-après.

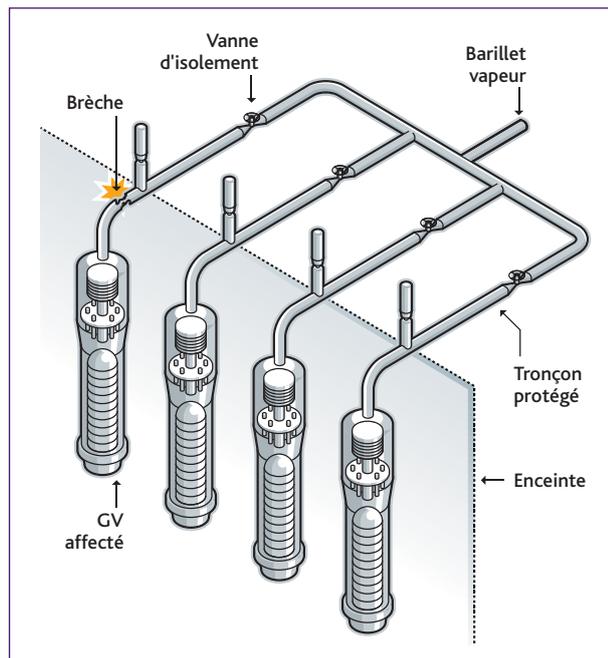


Figure 6 Rupture de tuyauterie de vapeur (RTV).

### Description de l'accident de type RTV

Le transitoire étudié correspond à la rupture complète d'une tuyauterie de vapeur (RTV), entièrement débattue à l'intérieur de l'enceinte (figure 6). La surface de la brèche équivalente correspond à la surface du limiteur de débit intégré au générateur de vapeur (GV), soit  $0,13 \text{ m}^2$ .

La RTV est un accident de refroidissement qui comporte les phases suivantes :

- l'apparition d'une brèche dans une ligne de vapeur du circuit secondaire du réacteur ;
- l'échappement de vapeur par cette brèche, ce qui provoque une dépressurisation importante, ainsi qu'un refroidissement du fluide secondaire, qui entraîne un refroidissement de l'eau du circuit primaire ;
- une baisse de la température de l'eau primaire qui entraîne, par effet modérateur (augmentation de la densité, donc de la capacité de modulation), une excursion de la réactivité du cœur, qui peut devenir sur-critique (c'est-à-dire capable de variations très violentes et rapides de sa population neutronique, par excès de fissions) et conduire à une excursion de puissance ;
- dans ce cas, on peut être confronté au risque de perte d'intégrité de la première barrière (gainés des crayons combustibles).

Les moyens de sauvegarde permettant de limiter le développement et les conséquences de l'accident sont :

- l'arrêt automatique du réacteur (chute des grappes de commande dans le cœur) ;
- l'injection de bore dans le circuit primaire par le système d'injection de sécurité ;
- la limitation du refroidissement du circuit primaire par l'isolement automatique des lignes de vapeur et des alimentations normales en eau des générateurs de vapeur. En effet, après l'isolement des lignes de vapeur, seul le générateur dit « affecté », pour lequel la brèche n'a pas pu être isolée, peut continuer de manière importante à refroidir le circuit primaire.

### Critères à respecter au titre de la démonstration de sûreté

Durant cet accident, les critères à respecter portent sur l'intégrité de la première barrière.

Cet accident de réactivité conduit à une augmentation généralisée de la puissance nucléaire, qui s'accompagne de l'apparition d'une forte dissymétrie, avec un pic de puissance situé dans une zone du cœur (puissance locale). Si la puissance locale est trop élevée, le fluide primaire circulant autour du combustible se vaporise assez rapidement, jusqu'à ce qu'un film de vapeur apparaisse autour de la surface de la gaine du crayon combustible : c'est le phénomène de caléfaction (*figure 7*). Ce film de vapeur provoque la dégradation du coefficient d'échange entre la gaine et le fluide primaire, ce qui peut conduire à une perte d'intégrité de la première barrière.

Le début de la caléfaction est évalué sur la base du rapport entre le flux thermique critique et le flux local (RFTC).

$$RFTC(z) = \frac{\Phi_c(z)}{\Phi(z)}$$

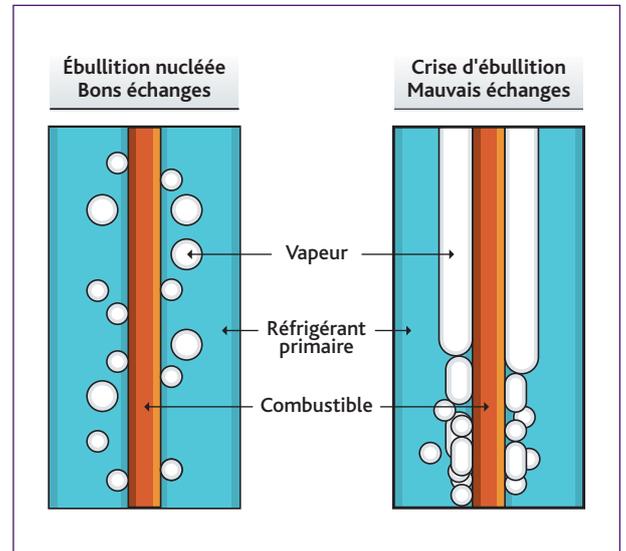


Figure 7 Phénomène de caléfaction.

Le flux thermique critique est déterminé par des corrélations expérimentales, qui dépendent des conditions thermohydrauliques locales, et correspond au flux transmis au liquide à partir duquel il y a apparition du phénomène de caléfaction. Le phénomène redouté de caléfaction peut apparaître lorsque le RFTC devient théoriquement inférieur à 1. Cependant, dans les études de sûreté, une marge est appliquée afin de prendre en compte les incertitudes des codes et de la corrélation de flux critique retenue. À titre d'exemple, pour l'application présentée ci-après, le RFTC doit rester supérieur à 1,45.

### Résultats d'une simulation

La simulation de cet accident a été réalisée pour un réacteur à eau sous pression de type 1 300 MWe. Les conditions initiales correspondent à un état d'arrêt, réacteur sous-critique (puissance résiduelle avec toutes les grappes de commande insérées dans le cœur, sauf une grappe bloquée hors du cœur pour prendre en compte une défaillance). La chronologie des événements est la suivante :

- à 0 s, la rupture d'une tuyauterie de vapeur survient, ce qui conduit à une dépressurisation et un refroidissement rapide du fluide primaire par les quatre générateurs de vapeur (*figure 8-a*) ;
- à 10 s, l'isolement automatique des lignes de vapeur et d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur intervient : seul le générateur de vapeur affecté continue à contribuer au refroidissement du fluide primaire (*figure 8-a*). Le comportement du cœur devient alors fortement dissymétrique. Il se crée des zones d'hétérogénéité de température à l'entrée du cœur, du fait du refroidissement plus important de la boucle affectée et du mélange seulement partiel des débits des différentes boucles de la cuve ;

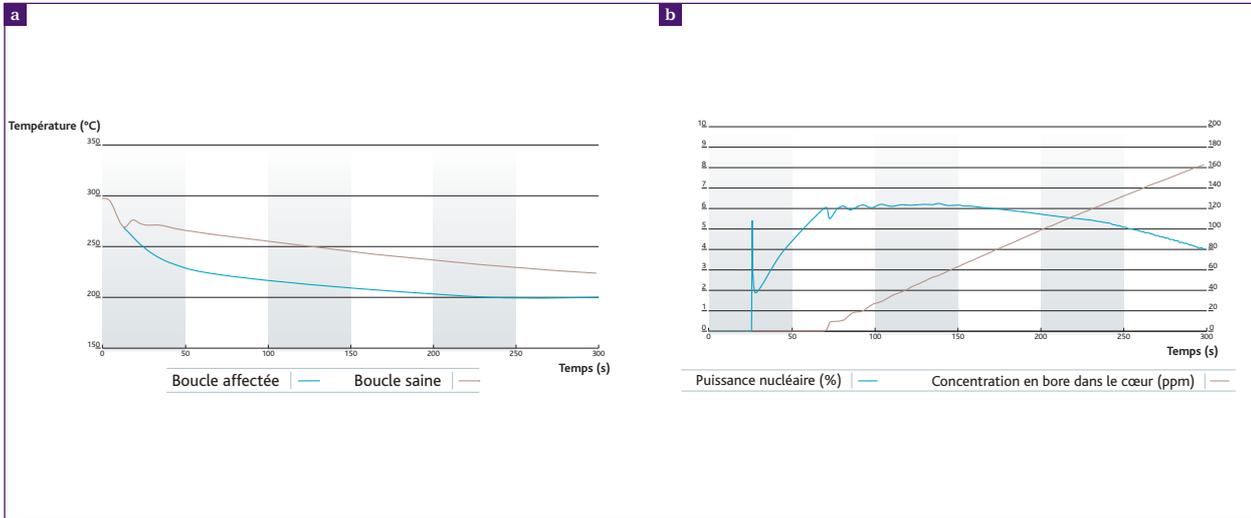


Figure 8 a : Températures des boucles primaires. b : puissance nucléaire et concentration du bore.

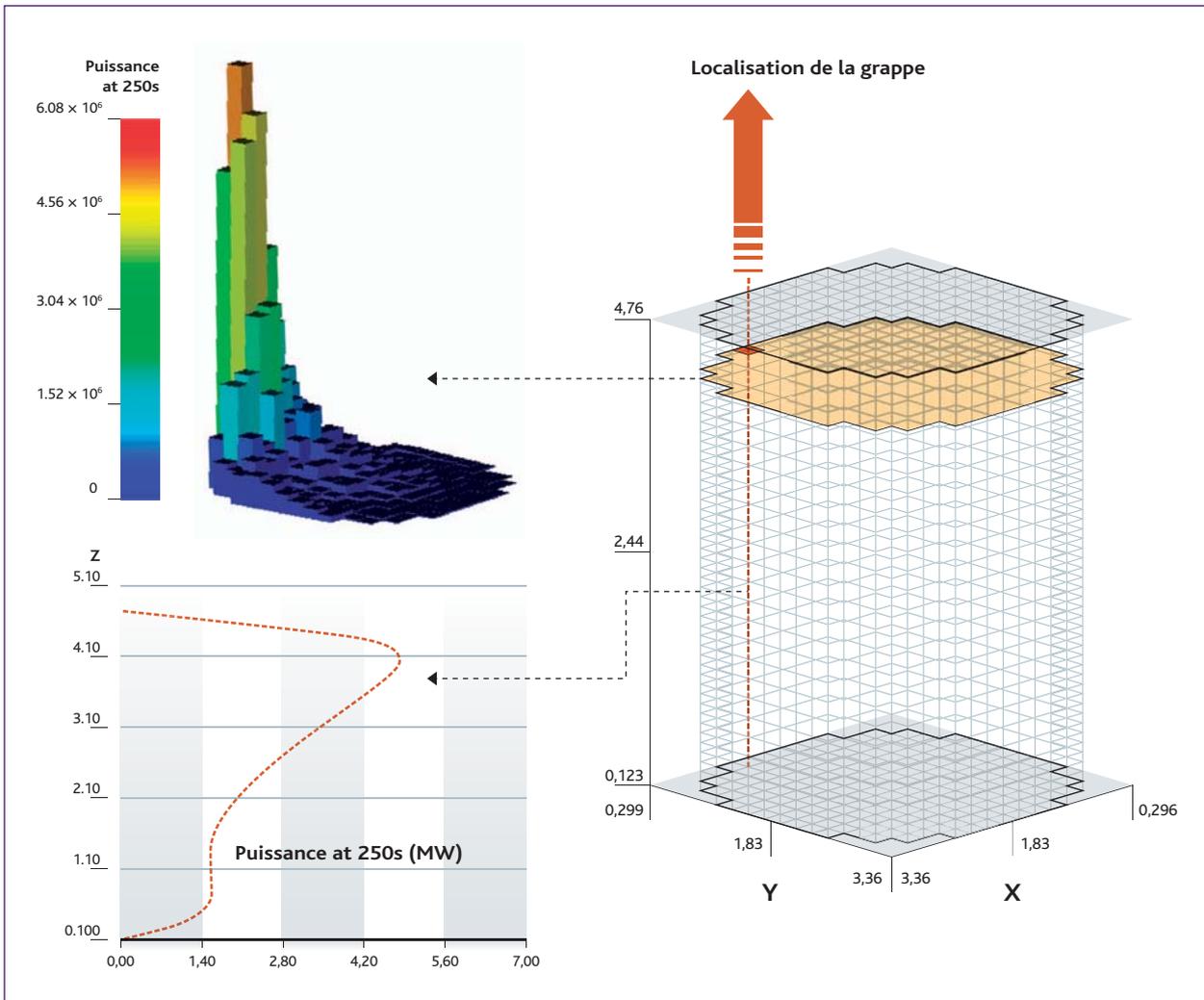


Figure 9 Profil de puissance dans le cœur à 250 s (radial et axial).

- à 16 s, du fait du fort refroidissement, le réacteur redevient critique : la puissance nucléaire augmente (*figure 8 – b*) ;
- à 20 s, il y a démarrage automatique de l'injection de sécurité dans les boucles primaires et donc injection d'eau borée dans le circuit primaire ;
- à 75 s, l'eau borée entre dans le cœur, ce qui permet, compte tenu de son pouvoir absorbant, de limiter la montée en puissance (*figure 8*) ;
- à 145 s, la puissance maximale est atteinte (5,3 % de la puissance nominale – *figure 8 – courbe bleue 2<sup>e</sup> graphique*) ;
- à 300 s, fin de la simulation (état stabilisé atteint).

La *figure 9* montre que toute la puissance du cœur est localisée en haut du cœur, autour de la grappe bloquée. Dans cette zone se trouve la puissance locale maximale.

Les résultats de la simulation montrent que le cas étudié (RTFC minimal = 3,1) respecte les critères de sûreté énoncés au paragraphe précédent.

## ■ Conclusion

La simulation du comportement d'un réacteur à eau sous pression (REP) en situation accidentelle nécessite l'élaboration

d'outils, dont la représentativité à l'égard des phénomènes physiques modélisés et, en conséquence, la complexité n'ont cessé de s'accroître avec l'affinement de la représentation géométrique, la sophistication des modèles mathématiques et physiques, la montée en puissance des capacités de calcul scientifique et la mise en œuvre de couplages entre codes.

Ainsi, l'IRSN développe, en support à l'expertise de sûreté, dans le cadre d'une étroite collaboration avec le CEA, la chaîne de calcul 3D HEMERA (*Highly Evolutionary Methods for Extensive Reactor Analyses*), basée sur le couplage des codes thermohydrauliques CATHARE et FLICA et du code neutronique 3D CRONOS.

Cette chaîne de calcul est maintenant opérationnelle pour l'étude de transitoires de type RIA (accidents engendrés par une insertion de réactivité), notamment l'éjection d'une grappe de commande, et pour l'étude de la RTV (rupture d'une tuyauterie de vapeur). Elle est en phase avancée de test d'utilisation, en vue d'une mise en production prochaine.

La chaîne HEMERA va permettre à l'IRSN de disposer des moyens nécessaires pour expertiser avec pertinence des études d'accidents de plus en plus complexes. Elle va aussi contribuer à la formation et à l'élargissement des compétences sur les phénomènes complexes couplés et multidimensionnels.

### Références

- G.B. Bruna and al., « HEMERA: a 3D coupled core-plant system for accidental reactor transient simulation », ICAPP 07 – May 13-18 2007 Nice (France).
- G. Geffraye, I. Dor, G. Laviaille, *Recent improvements of physical models in the CATHARE code and their validation*, NURETH 10 conference, October 5-9, 2003, Seoul, Korea.
- J.J. Lautard, S. Loubiere, C. Magnaud, *CRONOS, A Modular Computational System for Neutronic Core Calculations*, IAEA Specialists Meeting, France, September 1990.
- R. Sanchez, A. Hebert, Z. Stankovski, M. Coste, S. Loubiere, C. van der Gucht and I. Zmijarevic, *APOLLO2 Twelve Years Later, Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications – Madrid, (September 99)*.
- I. TOUMI and al., *FLICA4: a three dimensional two-phase flow computer code with advanced numerical methods for nuclear applications Nuclear Engineering and Design*, 200 (2000) 139-155.