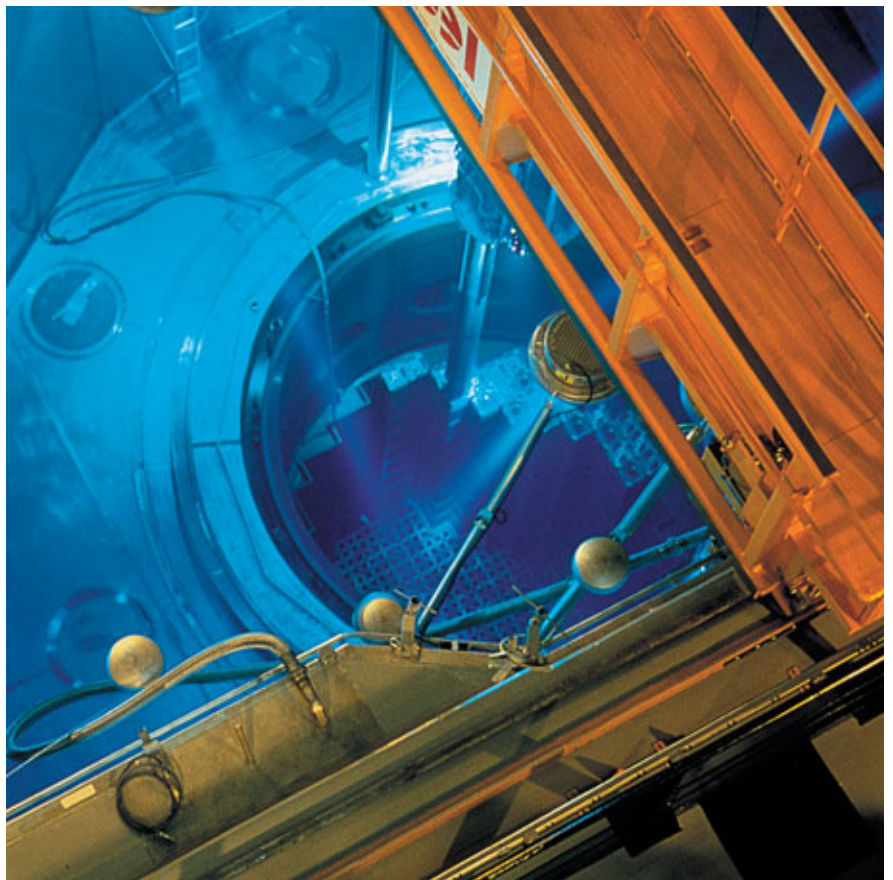


SÛRETÉ ET PUISSANCE RÉSIDUELLE

L'évaluation de la sûreté d'un réacteur nucléaire fait intervenir la notion de puissance résiduelle, liée à la radioactivité et qui a pour origine la désexcitation des noyaux instables formés au cours des réactions de fission dans le cœur. Il faut prévoir d'évacuer en toutes circonstances cette énergie, qui continue à se dégager après l'arrêt du réacteur, afin d'éviter les risques de détériorations imputables à l'échauffement généré.

Cœur d'un réacteur à eau sous pression en cours de chargement à la centrale EDF de Civaux. Avant déchargement, le combustible usé d'un REP reste d'abord environ 3 à 4 jours dans la cuve fermée pour y être partiellement désactivé.



C. Pauquet/Photothèque EDF

Après arrêt de la **réaction en chaîne** dans un **réacteur** nucléaire, le **combustible** dégage encore de la puissance, appelée **puissance résiduelle** ou **chaleur résiduelle**, créée par les **isotopes radioactifs** contenus dans le **cœur**. Sous l'angle de la sûreté et de la radioprotection, les problèmes que posent ces isotopes sont de nature thermique (chaleur à évacuer), radiologique (exposition éventuelle du personnel et du public à un champ de **rayonnements** dans le cas très improbable d'un accident grave) et physico-chimique (tenue des matériaux sous irradiation dans une situation supposée incidentelle ou accidentelle et possibilité de **radiolyse**). Dans ce contexte, l'évaluation de la puissance résiduelle fait appel en grande partie à la physique nucléaire (encadré C, **La désintégration des noyaux lourds et le cheminement des rayonnements**).

Les composantes de l'énergie résiduelle

Les rayonnements émis après arrêt de la réaction en chaîne sont conventionnellement classés selon trois catégories d'émetteurs. D'abord les **produits de fission** proprement dits, résultant de la fragmentation (généralement en deux) du **noyau fissile**, tel l'uranium 235 (^{235}U) ou le plutonium 239 (^{239}Pu).

Viennent ensuite deux catégories de **noyaux lourds**, la première étant représentée par l'uranium 239 (^{239}U) et le neptunium 239 (^{239}Np) : la **capture** d'un **neutron** par ^{238}U donne naissance à ^{239}U ; le ^{239}Np se forme par **décroissance** β^- et à son tour donne le ^{239}Pu , également par décroissance β^- . La dernière catégorie comprend les **actinides** autres que le combustible initial qui comprennent le neptunium (Np), les isotopes de plutonium (Pu), d'américium (Am), de curium (Cm) et certains isotopes de l'uranium (^{232}U , ^{234}U , ^{236}U).

L'importance de ces trois catégories en fonction du temps de refroidissement,

c'est-à-dire du temps après la fin de la réaction en chaîne, peut se résumer en trois points⁽¹⁾ pour un combustible à oxyde d'uranium porté au **taux de combustion** de 33 000 MW·j/t et initialement **enrichi** à 3,25 % en ^{235}U (figure 1) : prédominance jusqu'à dix secondes des fissions **retardées**, ensuite prédominance de la contribution des produits de fission jusqu'au terme de cent ans à partir duquel

(1) Référence : Huynh Tan Dat ; mise au point de la bibliothèque physique et développement du système Pepabac (progiciel Fakir) à l'aide des codes Pepin et Apollo1 (note CEA-N-2815, décembre 1996).

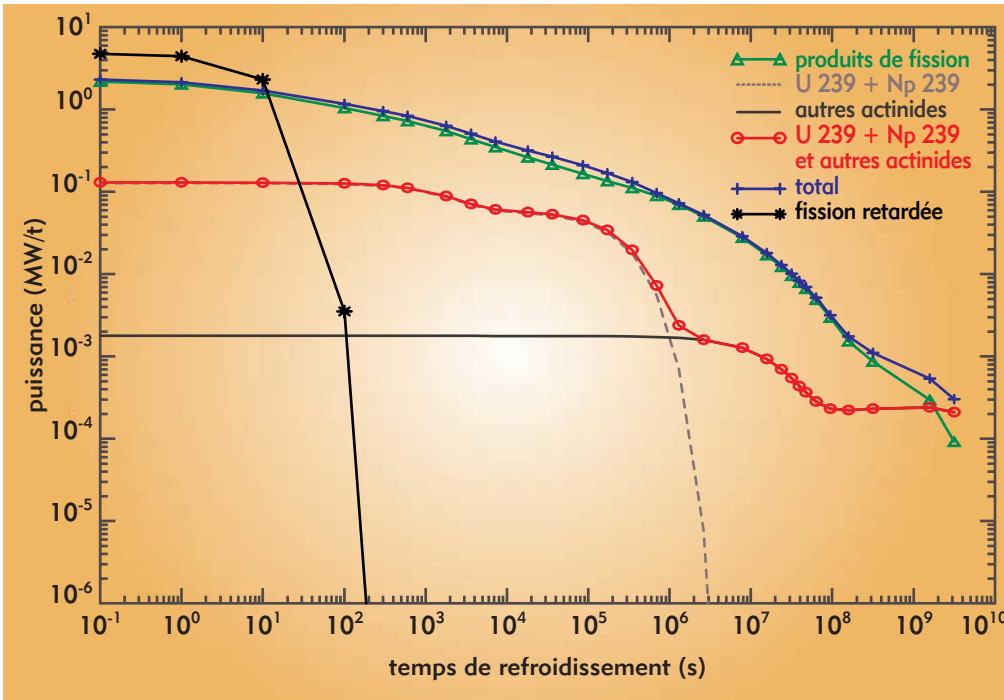


Figure 1. Puissance résiduelle du combustible UOX (enrichi à 3,25 % en uranium 235) pour un taux de combustion de 33 000 MW·j/t en fonction du temps de refroidissement.

les actinides sont plus importants que les produits de fission ; contribution de ^{239}U et de ^{239}Np pour 5 à 10 % de la puissance totale jusqu'à dix jours de refroidissement, période au delà de laquelle leur contribution devient négligeable. La contribution des actinides augmente dans deux cas (figure 2) : lorsque le **taux de combustion** augmente et lorsque le combustible initial est mixte (MOX). Dans les deux figures, la puissance dégagée

par les fissions retardées, importante aux temps très courts, n'est pas comprise dans la puissance totale car elle dépend de l'anti-réactivité injectée.

Sûreté et énergie résiduelle

La puissance résiduelle est, rappelons-le, générée par les noyaux instables qui sont formés en fonctionnement normal dans le réacteur et qui se désacti-

vent après son arrêt ou le déchargement du combustible en émettant des rayonnements α , β et γ .

À titre indicatif, pour un combustible à oxyde d'uranium (UOX) irradié dans un réacteur à eau dans les conditions nominales de fonctionnement (38,25 MW/tU), la puissance résiduelle immédiatement après arrêt atteint environ 2,3 MW/tU, ce qui représente environ 6 % de la puissance nominale ; 94 % de la puissance

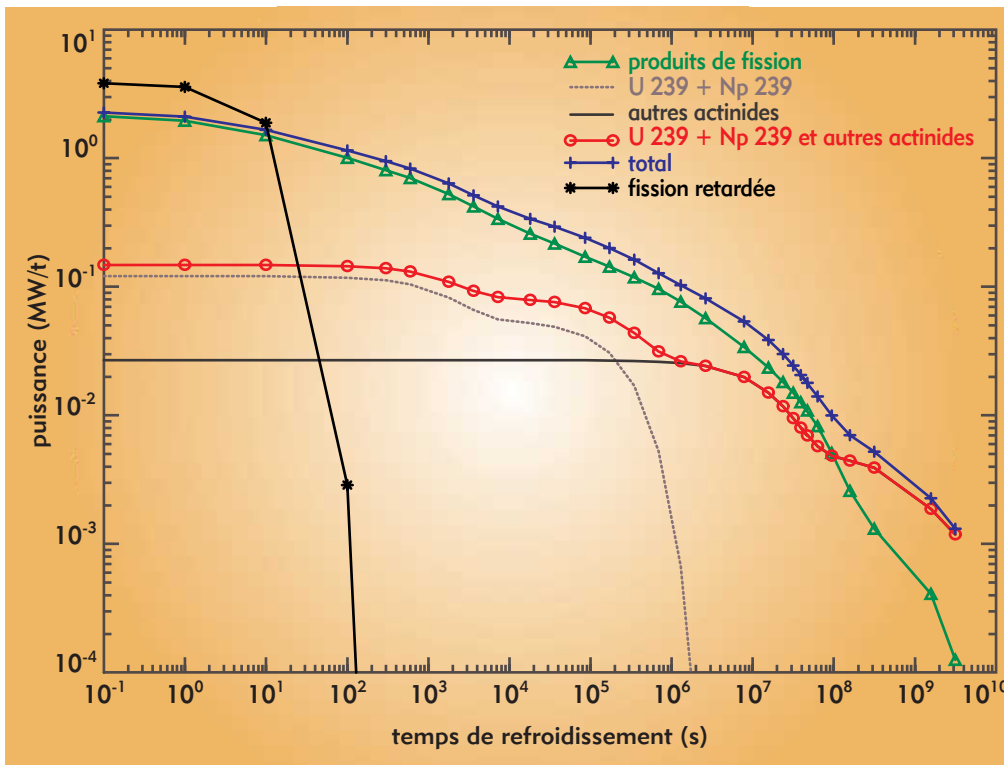
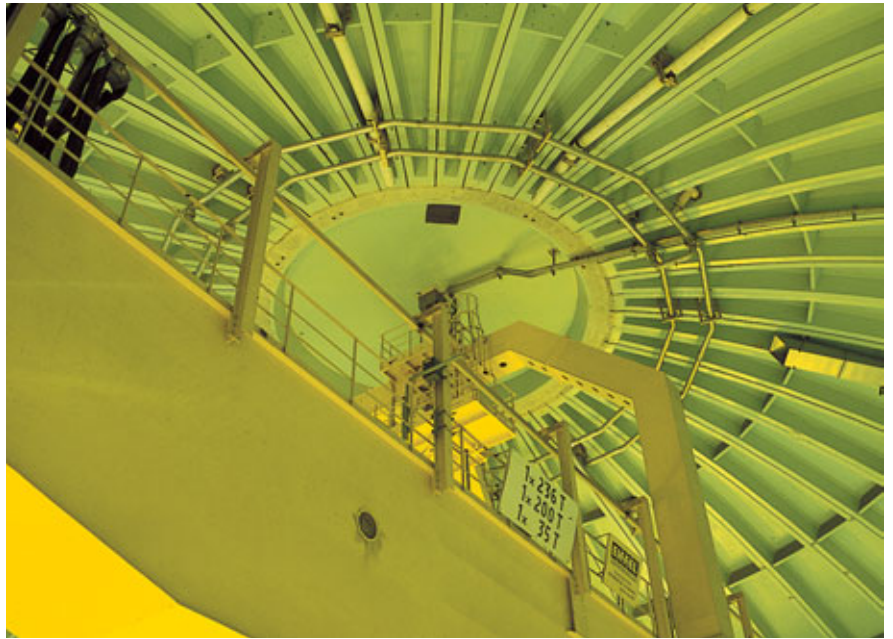


Figure 2. Puissance résiduelle du combustible MOX (enrichi à 5,30 % en plutonium) pour un taux de combustion de 60 000 MW·j/t en fonction du temps de refroidissement.

Vue d'une partie du circuit d'aspersion, placé sous le toit de l'enceinte d'un réacteur à eau sous pression, qui assurerait si besoin un refroidissement auxiliaire du réacteur par l'extérieur de la cuve. C'est un des systèmes visant à maintenir en toutes circonstances, notamment après un arrêt d'urgence, l'extraction de la chaleur résiduelle produite par le réacteur.



Cl. Pauquet/Framatome

résiduelle sont dus aux fragments de fission, 5,6 % à l'ensemble $^{239}\text{U} + ^{239}\text{Np}$ et 0,12 % aux autres actinides. Il faut ajouter à cette valeur de puissance résiduelle la puissance des fissions retardées dues aux neutrons différés et qui dépend de l'anti-réactivité injectée.

La puissance résiduelle d'un cœur irradié après son arrêt constitue un paramètre limitatif dans le fonctionnement d'un réacteur en raison des contraintes de sûreté qui imposent le maintien à tout instant de l'intégrité du cœur. L'évaluation de cette puissance et des spectres de rayonnements émis doit être faite dans deux régimes de fonctionnement du réacteur, normal ou en hypothétique situation accidentelle.

En régime de fonctionnement normal

Le dimensionnement des circuits de refroidissement du cœur doit permettre après un arrêt normal une évacuation correcte de la chaleur résiduelle afin d'assurer l'intégrité du cœur. Il en est de même des circuits de refroidissement de la piscine de stockage des **assemblages** usés. Le transport et le traitement des combustibles usés doivent prendre en compte les considérations de thermique (température atteinte dans les emballages de transport des combustibles usés) et de radioprotection autour de ces emballages et dans les usines de traitement. Ceci



Déchargement d'un conteneur de combustibles usés dans le port de Cherbourg. La dissipation de la chaleur due à la puissance résiduelle est une des contraintes des concepteurs des emballages de transport.



S. Jezequel/Cogema

Le calcul des concentrations isotopiques

Pour les besoins de sûreté et de radioprotection, il faut déterminer trois quantités en fonction du temps après la chute des **barres** qui marque l'arrêt de la **réaction en chaîne** et donc du réacteur : la *puissance résiduelle* (rayonnements α , β , γ), l'*émission neutronique* et son *spectre énergétique* ainsi que la *radioactivité de chaque isotope*. Ces trois quantités sont déduites de la

concentration $N_J(t)$ de l'isotope J, repéré par (A_J, Z_J) , en calculant ensuite l'activité spécifique $\lambda_J N_J(t)$ où λ_J désigne la constante de **décroissance** de l'isotope J ($\lambda_J = \ln 2 / T_J$, T_J étant la période). À partir de ces activités spécifiques et en prenant en compte les raies d'émission γ de chaque isotope, les spectres énergétiques d'émission γ des **combustibles** irradiés sont déduits

par sommation. La puissance résiduelle totale s'obtient également par sommation, cette fois en pondérant l'activité spécifique de chaque isotope par sa chaleur Q_J de décroissance. Cette méthode qui consiste à calculer les concentrations $N_J(t)$ de chaque isotope J s'appelle pour cette raison méthode de sommation. Il existe d'autres méthodes d'évaluation de la puissance résiduelle.

Le mode de calcul des concentrations

Les concentrations $N_J(t)$ satisfont à un système d'équations différentielles linéaires couplées : les équations de

Bateman. Nous en exposerons ici le principe pour les produits de fission, étant entendu qu'une forme similaire

est valable pour $^{239}\text{U} + ^{239}\text{Np}$ et pour les autres actinides. Ce système d'équations s'écrit :

$$\frac{\partial N_J(t)}{\partial t} = \sum_f Y_{Jf} N_f(t) \tau_f(t) + \sum_i \tau_i(t) N_i(t) b_{i \rightarrow J} + \sum_K \lambda_K N_K(t) b_{K \rightarrow J} - \tau_J(t) N_J(t) - \lambda_J N_J(t)$$

Y_{Jf} rendement indépendant pour l'isotope J par fission de l'isotope f,

$\tau_i(t)$ taux microscopique de réaction sur l'isotope i,

$b_{K \rightarrow J}$ **rapport de branchement** de l'isotope K vers l'isotope J. (Ce rapport représente la fraction d'isotope J formé pour une décroissance de l'isotope K).

Dans le membre de droite le premier terme représente l'apparition de l'isotope J par fission des isotopes f par unité de temps. Les deuxième et troisième termes donnent l'apparition par unité

de temps de l'isotope J respectivement par **capture** (sur i) et par décroissance (de K). Les quatrième et cinquième termes correspondent à la disparition de l'isotope J, respectivement par capture et par décroissance radioactive.

Ces équations peuvent être résolues numériquement ou analytiquement avec certaines restrictions. Pour les résoudre et calculer la puissance résiduelle, il faut connaître des constantes physiques telles que les **sections efficaces** (pour τ_i), les rendements de fis-

sion (Y_{Jf}), les constantes de décroissance λ_J et les chaleurs de désexcitation Q_J . Actuellement les spectres neutroniques permettant le calcul des taux de réaction τ_i sont déterminés par le logiciel Apollo2 ou par le logiciel de **Monte-Carlo** Tripoli. Les équations de Bateman sont résolues par le logiciel Pepin2-Darwin.

Le principe est le même pour les composantes autres que les produits de fission, à savoir ^{239}U , ^{239}Np et les autres actinides.

nécessite la connaissance des spectres des rayonnements gamma γ et des neutrons émis par le combustible usé. Les transports sous eau doivent en outre prendre en compte la question de la **radiolyse** qui nécessite la connaissance de l'énergie dégagée dans l'eau.

Dans l'hypothèse d'un accident

En prévision d'un éventuel accident, un circuit d'aspersion suffisant est conçu et dimensionné pour assurer un refroidissement correct du cœur après un arrêt d'urgence. La connaissance des débits d'**équivalent de dose** aux abords du réacteur nécessite celle des spectres des rayonnements γ et n. L'énergie (β et γ) déposée sur les organes de surveillance de l'installation (câblage, électronique) doit être infé-

rieure à un seuil leur permettant de remplir leur fonction. Il faut connaître les spectres de rayonnements γ émis par le cœur alors dégradé et par la fraction de produits de fission qui serait relâchée dans le bâtiment réacteur, mais aussi le spectre énergétique des rayonnements β . Trois quantités sont à calculer à partir de la concentration d'un isotope donné (encadré).

Les incertitudes sur la puissance résiduelle

La connaissance de la puissance résiduelle a un impact fort sur la sûreté d'un réacteur, que ce soit sur le plan thermique (chaleur résiduelle) ou sur le plan de la radioprotection (connaissance des spectres des rayonnements émis puis des débits d'équivalent de dose). L'incertitude σ sur cette grandeur, estimée au mieux à partir

Surveillance de la dépose d'éléments combustibles dans la piscine de la centrale EDF de Civaux. Le dimensionnement des circuits de refroidissement des piscines de stockage est suffisant pour supporter une défaillance d'une unité d'évacuation de chaleur.

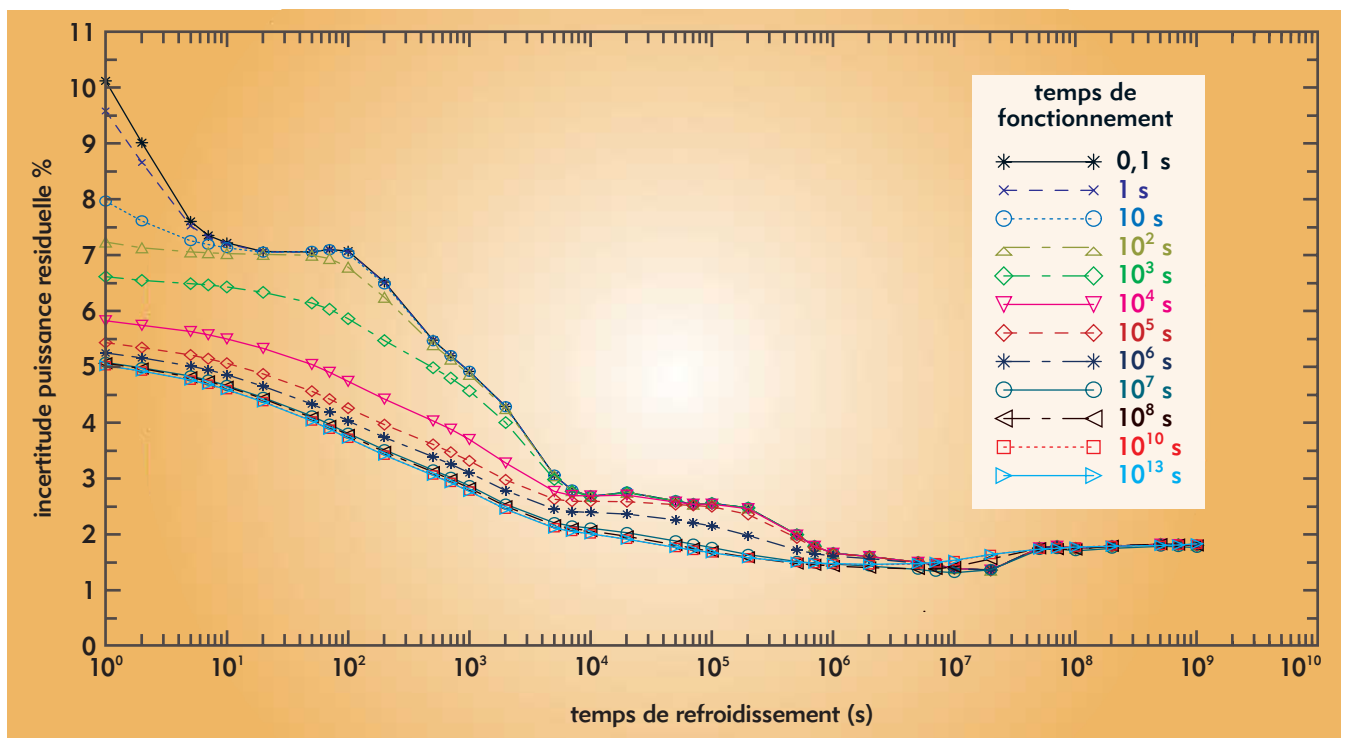


Claude Cieutat/Médiathèque EDF

des constantes nucléaires aujourd'hui disponibles (bibliothèque de données JEF-2), reste importante. Elle résulte des incertitudes élémentaires sur les données de base (**sections efficaces**, rendements, chaleur de désexcitation, **période** de chaque **nucléide**), de celles qui sont liées aux conditions de fonctionnement du réacteur et enfin des incertitudes sur les modèles de calcul. Selon les conséquences pour la sûreté, les ingénieurs sont amenés à ajouter 1, 2 voire 3 σ à la puissance résiduelle calculée, la marge étant d'autant plus grande que la gravité de l'accident est importante. Ceci n'est pas sans répercussions économiques car σ est de

l'ordre de 10 % aux temps courts de refroidissement. Un exemple illustre bien ce fait : après un cycle de fonctionnement normal du cœur d'un réacteur, le transfert des assemblages usés vers la piscine de stockage nécessite un refroidissement optimum du contenant et du contenu. Le combustible usé reste d'abord environ 3 à 4 jours en place dans la cuve du réacteur pour être partiellement désactivé. Une incertitude de 4 % sur la puissance résiduelle correspond à un jour de délai supplémentaire avant déchargement et transfert vers la piscine. Sur un cycle de 300 jours de fonctionnement, cette incertitude entraîne une perte de production d'énergie de 0,3 %.

Figure 3. Évolution des incertitudes sur la puissance résiduelle d'un REP en fonction du temps de refroidissement.





Le réacteur expérimental Osiris, au CEA/Saclay, où seront réalisées des mesures intégrales fines de la puissance résiduelle dans le cadre de l'expérience Merci.



A. Gonin/CEA

Les incertitudes élémentaires sur les données de base sont en partie seulement fournies par les bibliothèques. Des modèles faisant appel à des corrélations sont utilisés pour les incertitudes qui n'y figurent pas. Par exemple, si l'incertitude sur une énergie de désexcitation Q d'un isotope donné n'existe pas, c'est l'incertitude moyenne de l'énergie des isotopes ayant une période voisine qui est adoptée. En effet, la difficulté de mesure de Q dépend du temps de **demi-vie** de l'**isotope**. Si ce temps n'est que de quelques secondes, sa mesure est beaucoup plus difficile à réaliser que si il est de quelques heures. En plus des incertitudes élémentaires sur les données de base, il faut connaître les corrélations entre les données elles-mêmes pour pouvoir reconstituer l'incertitude globale sur la chaleur résiduelle totale. En effet, dans la sommation des chaleurs résiduelles dégagées par chaque isotope, les incertitudes élémentaires sont respectivement sommées quadratiquement ou arithmétiquement, selon qu'il y a indépendance ou corrélation complète, pour obtenir l'incertitude globale (figure 3).

D'indispensables mesures intégrales fines

L'estimation de la puissance résiduelle et les grandeurs associées telles que les spectres de rayonnements β et γ nécessitent donc la connaissance des sections efficaces et des données de décroissance de nombreux isotopes (de l'ordre du millier). Des modèles de physique nucléaire permettent de remédier à l'absence de certaines données de décroissance dans les bibliothèques. La liste des incertitudes sur les données de base est incomplète et les corrélations font souvent défaut. Sans négliger les progrès réalisés au cours des dernières années, il faut poursuivre l'effort de mesure et d'évaluation et compléter les données par des modèles de physique nucléaire. La vérification ultime des modèles de calcul et des données de base associées passe enfin par la réalisation de mesures intégrales fines de la puissance résiduelle telle que l'expérience Merci qui aura lieu dans le réacteur Osiris à Saclay. ●

Jean-Claude Nimal

Direction de l'énergie nucléaire
CEA/Saclay