

Chapitre 28

Le combustible : gestions, surveillance et évolutions

Le cœur d'un réacteur à eau sous pression est constitué de crayons combustibles⁷⁶⁰, regroupés en assemblages. Les crayons combustibles sont des tubes métalliques fermés de très faible épaisseur (environ un demi-millimètre) en alliage de zirconium, appelés gaines. À l'intérieur des gaines se trouve le combustible proprement dit (matière fissile sous forme de pastilles). Les principales caractéristiques des assemblages combustibles ont été présentées dans le paragraphe 5.5: il est rappelé ici que ces assemblages comportent 264 crayons combustibles (265 pour le réacteur EPR), 24 tubes-guides qui permettent l'introduction de crayons absorbants (pour les assemblages «grappés») et un tube d'instrumentation au centre (sauf dans le cas du réacteur EPR). Les tubes-guides, associés aux grilles et aux embouts, servent de squelette rigidifiant l'assemblage. Les différents éléments constituant un assemblage combustible sont représentés sur les figures 28.1 et 28.2.

Comme cela a été vu au paragraphe 5.2, lors de leur fission, les noyaux d'uranium et de plutonium émettent des neutrons qui peuvent provoquer, à leur tour, d'autres fissions: c'est la réaction en chaîne. Ces fissions dégagent une grande quantité d'énergie qui est transformée en chaleur. L'eau du circuit primaire, qui pénètre dans le cœur par sa partie inférieure à une température d'environ 285 °C, s'échauffe en remontant le long des crayons combustibles et ressort à la partie supérieure du cœur à une température d'environ 320 °C.

Il est rappelé (voir le chapitre 5) que la réaction en chaîne est maîtrisée par des éléments absorbant les neutrons (également sous la forme de crayons), contenus dans les grappes de contrôle ou d'arrêt servant à la régulation de la puissance et à l'arrêt

760. Il est rappelé que les grappes absorbantes sont aussi constituées de crayons, mais absorbants (de neutrons).

du réacteur, qui s'insèrent dans les assemblages combustibles, ainsi que sous la forme d'acide borique plus ou moins dilué dans l'eau du circuit primaire.

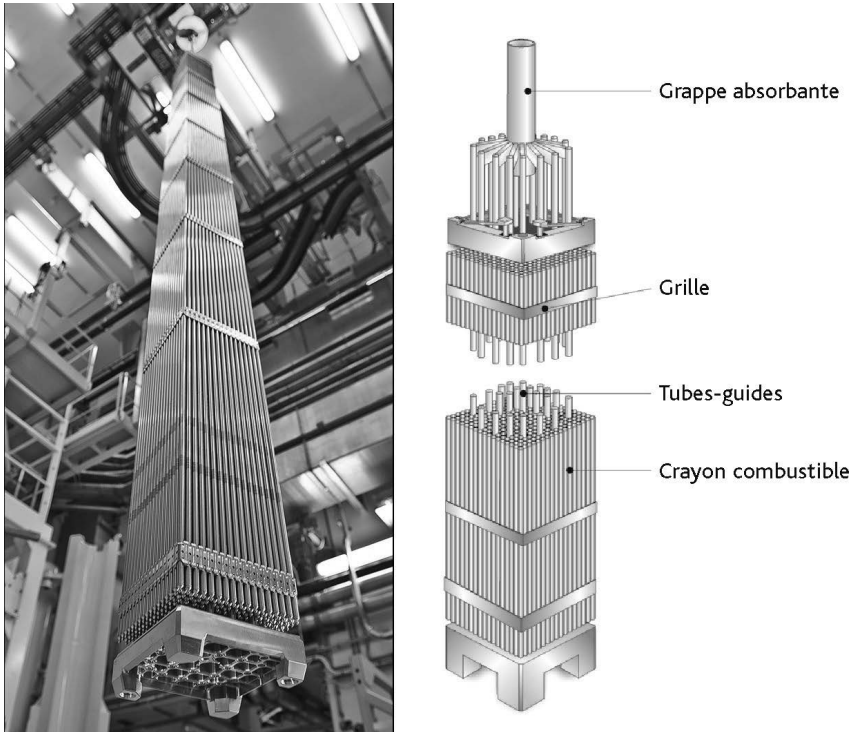


Figure 28.1. À gauche, vue générale d'un assemblage combustible du concepteur Framatome. Larrayadiou Éric/Orano; à droite schéma montrant quelques-uns de ses composants. Georges Goué/IRSN.

Deux types d'assemblages combustibles sont utilisés dans les réacteurs du parc électronucléaire français :

- des assemblages comportant des crayons combustibles contenant des pastilles d'oxyde d'uranium (UO_2) dont l'enrichissement maximum en isotope 235 de l'uranium est actuellement⁷⁶¹ de 4,2%. Ces assemblages sont fabriqués dans diverses usines, françaises et étrangères⁷⁶² ;

761. Situation en 2019, sachant qu'une valeur limite de 5% a été autorisée.

762. Il n'y a plus actuellement que deux fournisseurs d'assemblages combustibles : Framatome (assemblages dits AFA) et Westinghouse (assemblages dits RFA). Pour ce qui concerne les assemblages « Framatome », c'est Framatome qui fabrique les tubes en zirconium (gaines) et réalise l'assemblage final (les pastilles de combustible sont fabriquées par Orano). Les usines sont : FBFC à Romans-sur-Isère (France) et à Dessel (Belgique), ANF Siemens à Lingen (Allemagne). Les assemblages « Westinghouse » sont fabriqués dans les usines de Westinghouse à Västerås en Suède et Springfields au Royaume-Uni, ainsi qu'à l'usine de la société espagnole ENUSA de Juzbado (Salamanque). La fourniture à EDF d'assemblages « Westinghouse » s'inscrit dans le cadre d'un accord européen (*European Fuel Group Agreement*) liant Westinghouse et ENUSA.

- des assemblages dont les crayons combustible contiennent des pastilles constituées d'un mélange d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium (UPuO_2), appelé combustible MOX (voir le paragraphe 5.7). Le combustible MOX est produit par l'usine MELOX de la société Orano Cycle, implantée à Marcoule (Gard). La teneur en plutonium⁷⁶³ est actuellement limitée à 9,08 % (en moyenne par assemblage) et permet d'obtenir une équivalence énergétique avec les assemblages à base d'uranium enrichi chargés dans les réacteurs⁷⁶⁴.

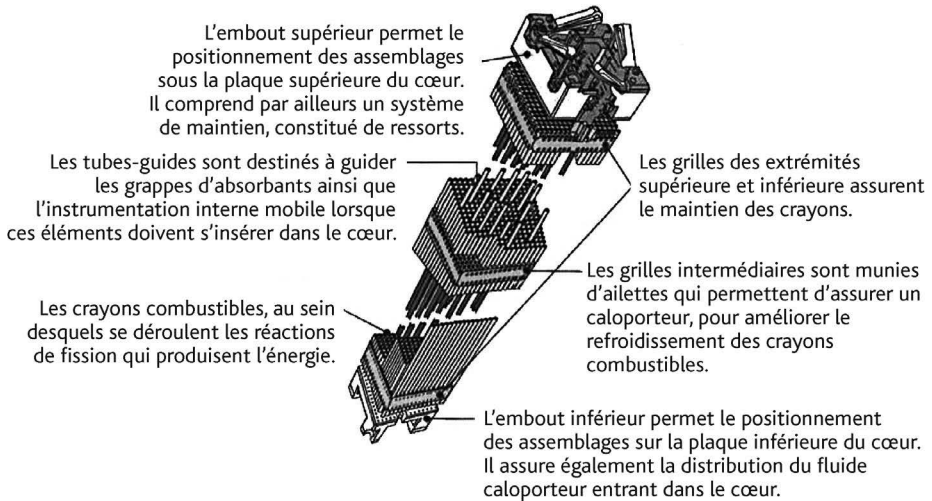


Figure 28.2. Description et rôle des composants d'un assemblage combustible. IRSN.

Dans le but d'accroître la disponibilité et les performances des réacteurs, Électricité de France étudie et développe, avec les concepteurs et les fabricants concernés, des évolutions des assemblages combustibles, associées à des modalités d'utilisation dans les réacteurs (« gestions de combustible »). Différentes gestions de combustible ont ainsi été mises en place par Électricité de France depuis le démarrage des premiers réacteurs du parc électronucléaire français, chaque gestion étant caractérisée par :

- la nature du combustible, son enrichissement ou teneur (initiale) en matière fissile et, le cas échéant, sa teneur initiale en poison neutronique (gadolinium) ;
- la combustion massique maximale prévue (en moyenne par assemblage), aussi couramment appelé taux de combustion maximal⁷⁶⁵, pour le combustible lors

763. Il s'agit de la teneur de plutonium en masse, contenant les isotopes fissiles 239 et 241.

764. Initialement (l'introduction de combustible MOX a commencé en 1997 dans le réacteur B1 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux), la valeur était de 8,65 %. Depuis 2017, l'augmentation jusqu'à 9,08 % se fait de manière progressive (jusqu'à une valeur autorisée de 9,54 %) afin de compenser la dégradation du vecteur isotopique du plutonium issu du retraitement des combustibles usés et de conserver l'équivalence énergétique avec le combustible UO_2 enrichi à 3,7 %.

765. Ou même « épuisement maximal de décharge en moyenne assemblage ».

de son retrait du réacteur, caractérisant la quantité d'énergie extraite par tonne de matière (fissile: U ou Pu), exprimée en GWj/t;

- la durée nominale d'un cycle de fonctionnement;
- le nombre d'assemblages combustibles neufs chargés dans le cœur à chaque cycle lors de l'arrêt du réacteur pour renouvellement du combustible (généralement un tiers ou un quart du nombre total d'assemblages combustibles, cet ensemble constituant une « recharge »⁷⁶⁶);
- le mode de fonctionnement du réacteur (possibilités de suivi de charge⁷⁶⁷, de fonctionnement prolongé à puissance réduite, de prolongation ou de raccourcissement par rapport à la durée du cycle dit naturel⁷⁶⁸); ce mode de fonctionnement détermine les sollicitations subies par le combustible, à prendre en compte pour les justifications de sûreté associées.

Les évolutions réalisées ou envisagées concernent l'accroissement de la combustion massique permise – grâce en particulier à la recherche de matériaux performants pour les gaines des crayons –, l'allongement de la durée des cycles de fonctionnement, l'utilisation du plutonium issu du retraitement de combustibles usés... tout en préservant un niveau de sûreté adéquat.

Bien évidemment, toutes les évolutions touchant aux assemblages combustibles (matériau de gaine, éléments de structure, gestion...) doivent faire l'objet d'un dossier étayé de la part d'Électricité de France, soumis à l'approbation de l'Autorité de sûreté nucléaire; l'IRSN et, pour certains sujets particulièrement importants ou génériques, le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires sont notamment sollicités.

766. À titre d'exemple, pour le palier 900 MWe en gestion « Parité MOX » (voir le focus plus loin), 40 assemblages neufs sur 157 sont rechargés.

767. Aussi appelé suivi du réseau. La plupart des centrales électronucléaires en exploitation ont été conçues de manière à disposer de capacités de fonctionnement flexibles de façon à pouvoir faire varier leur puissance de fonctionnement de façon à l'adapter aux variations de la demande des consommateurs d'électricité: la centrale « suit » la charge, c'est-à-dire l'appel de puissance causé par la demande. Il y a deux modes d'adaptation. Le premier mode est dit de base, il permet un « réglage primaire de la fréquence » du courant électrique jusqu'à ± 2 à 3 % en termes de puissance (une augmentation de la demande se traduit par une baisse de la fréquence); il est à l'initiative de l'exploitant de la centrale, qui fait varier la vitesse du groupe turboalternateur. Le second mode de réglage (réglage secondaire) est une régulation de la fréquence du courant électrique qui opère sur des périodes plus longues (de plusieurs secondes à plusieurs minutes); il est à l'initiative de l'opérateur du réseau, qui envoie un signal numérique à la centrale (télé-réglage) pour modifier son niveau de puissance dans la limite de ± 5 % supplémentaires, avec la possibilité de faire varier celle-ci à un taux de 5 % par minute entre 30 et 100 %. Dans le second mode de réglage, les barres absorbantes dites grises, moins absorbantes que les barres dites noires, sont aussi mises à contribution (voir le paragraphe 5.6), afin de limiter les perturbations du flux neutronique dans le cœur et la fatigue des crayons.

768. Période d'irradiation au bout de laquelle le cœur est critique pour une concentration de bore de 10 ppm dans l'eau du circuit primaire.

#FOCUS.....

Quelques exemples de gestions de combustible mises en œuvre pour les réacteurs du parc électronucléaire français

La combustion massique maximale (en moyenne par assemblage) était initialement de 33 GWj/t. À partir de la fin des années 1980, Électricité de France a mis en place de nouvelles gestions de combustible pour les divers paliers, associées à une augmentation de la combustion massique maximale du combustible. La combustion massique moyenne maximale par assemblage autorisée dans les gestions de combustible en vigueur est de 52 GWj/t, sachant que la combustion moyenne des assemblages déchargés des réacteurs est, suivant les paliers, comprise entre 47 et 52 GWj/t (situation début 2019).

Les gestions de combustible mises en œuvre sont :

- pour les réacteurs de 900 MWe des contrats programmes CPY et hormis ceux qui relèvent de la gestion Parité MOX, la gestion GARANCE (Gestion avancée des REP avec adaptation aux nouveaux cœurs envisagés), qui est caractérisée par l'utilisation d'assemblages à base d' UO_2 enrichi à 3,7% en uranium 235, rechargés par 1/4 de cœur. Cette gestion a été mise en œuvre à partir de 1987 avec une combustion massique maximale autorisée par assemblage de 47 GWj/t; elle est toujours mise en œuvre pour les tranches n'utilisant pas de combustible MOX (tranches «non moxées»), mais avec une combustion massique maximale autorisée de 52 GWj/t;
- pour les réacteurs de 1 300 MWe, la gestion GEMMES (Gestion des évolutions et des modifications des modes d'exploitation en sûreté), qui est caractérisée par l'utilisation d'assemblages à base d' UO_2 enrichi à 4% en uranium 235, rechargés par 1/3 de cœur. La durée d'utilisation des assemblages combustibles en gestion GEMMES étant accrue, pour pouvoir disposer de marges suffisantes d'antiréactivité du cœur en début de cycle tout en limitant les concentrations d'acide borique dans l'eau du circuit primaire, un poison neutronique dit consommable, l'oxyde de gadolinium (Gd_2O_3), est intégré à la matrice du combustible. Cette gestion est mise en œuvre depuis 1996;
- pour les réacteurs de 900 MWe du premier groupe dit CP0 (réacteurs de Fessenheim et du Bugey), la gestion CYCLADES (Cycle combustible pour augmenter la disponibilité par évaluation de sûreté), qui est caractérisée par l'utilisation d'assemblages à base d' UO_2 enrichi à 4,2% en uranium 235, rechargés par 1/3 de cœur. L'oxyde de gadolinium est utilisé. Cette gestion est mise en œuvre depuis l'année 2000;

- pour les réacteurs de 900 MWe des contrats programmes CPY, la gestion «Parité MOX»⁷⁶⁹, qui est caractérisée par l'utilisation d'assemblages à base d' UO_2 enrichi à 3,7 % en uranium 235 et d'assemblages MOX d'une teneur moyenne de 8,65 % en plutonium, rechargés par 1/4 de cœur. La combustion massique maximale est de 52 GWj/t, comme pour les assemblages UO_2 («Parité MOX 52»). Cette gestion a été mise en œuvre à partir de 2007; comme indiqué plus haut, une teneur de 9,08 % en plutonium est autorisée depuis 2017 pour tenir compte de l'évolution isotopique du plutonium provenant du traitement des combustibles usés des REP;
- pour les réacteurs de 1450 MWe, la gestion ALCADE (Allonger les campagnes pour améliorer durablement l'exploitation) qui est caractérisée par l'utilisation d'assemblages UO_2 enrichi à 4 % en uranium 235, rechargés par 1/3 de cœur, avec de l'oxyde de gadolinium. Cette gestion est mise en œuvre depuis 2007;
- enfin, il convient de noter, pour les réacteurs de 1300 MWe, la gestion GALICE (Gestion avec augmentation limitée de l'irradiation pour le combustible en exploitation), qui était caractérisée par l'utilisation d'assemblages à base d' UO_2 enrichi à 4,5 % en uranium 235, rechargés par 1/3 ou 1/4 de cœur. La combustion massique maximale visée pour cette gestion était de 62 GWj/t. Cette gestion de combustible a été mise en œuvre en 2009 pour le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine puis abandonnée en 2014 à la suite de l'observation de temps de chute de grappes anormaux en 2012 et 2013 (voir plus loin au paragraphe 28.3.4).

.....

Le processus d'autorisation d'une nouvelle gestion de combustible est généralement long, car il nécessite, de la part des organismes de sûreté, une expertise approfondie des éléments présentés par Électricité de France en vue de justifier le bon comportement du combustible dans toutes les conditions de fonctionnement normal, incidentel et accidentel de l'analyse déterministe de sûreté, et subséquemment le respect des critères associés dont certains évoluent au cours du temps – voir à cet égard le paragraphe 8.4.7 du chapitre consacré à l'étude des conditions de fonctionnement, le chapitre 9 consacré à l'accident de perte de réfrigérant primaire ainsi que le chapitre 35 dans lequel il est question de l'accident d'éjection de grappe de contrôle.

Par ailleurs, la démonstration de la sûreté d'une « recharge » de combustible est portée par un dossier général d'évaluation de la sûreté de la recharge (DGES) qui définit, sur la base des études des conditions de fonctionnement d'un palier de réacteurs et d'une gestion, le programme des études à réaliser à chaque rechargement de combustible et les paramètres clefs⁷⁷⁰ à vérifier, ainsi que par un document spécifique à la recharge, à savoir le dossier spécifique d'évaluation de la sûreté de la recharge (DSS).

769. Une gestion « GARANCE hybride » avait précédé la gestion « Parité MOX ».

770. Critères techniques d'acceptation ou paramètres de découplage par rapport à des critères.

La réalisation d'essais physiques au redémarrage d'un réacteur⁷⁷¹, dont les résultats sont consignés dans un compte rendu d'essais physiques, contribue à la validation de la démonstration de la sûreté et à la vérification de la conformité du cœur aux études présentées dans le rapport de sûreté.

Les justifications de sûreté associées aux assemblages combustibles relèvent d'études multidisciplinaires : outre la démonstration de leur bon comportement individuel (thermomécanique, mécanique, neutronique, thermohydraulique...) en fonctionnement normal (y compris en suivi de charge, en fonctionnement prolongé à puissance réduite...), incidentel et accidentel, certains aspects spécifiques peuvent aussi devoir être traités, par exemple l'effet de la présence dans le cœur d'assemblages combustibles de différentes conceptions, principalement sur la thermohydraulique dans le cœur (modification de la distribution des débits d'eau entre les assemblages en raison de résistances hydrauliques différentes) ou encore l'effet du plan de chargement des assemblages combustibles (selon leurs taux de combustion) sur la fluence reçue par la cuve.

Le bon comportement des assemblages combustibles est un élément essentiel pour la sûreté d'un réacteur nucléaire. Si les pastilles de combustible ne sont pas considérées en France comme une barrière de confinement au sens indiqué dans le chapitre 6 – même si elles peuvent retenir une partie des produits de fission dans des conditions de fonctionnement pas trop sévères –, les gaines des crayons combustibles constituent la première barrière de confinement dont l'intégrité (ce qui suppose son étanchéité) est une exigence de conception à l'égard des sollicitations qu'elles subissent en fonctionnement ou dans des conditions dégradées : il s'agit des sollicitations correspondant aux conditions de fonctionnement normal de catégorie 1 (fonctionnement en base, variations de puissance notamment pour le suivi de charge et transitoires de démarrage ou d'arrêt) et de catégorie 2 de l'analyse déterministe de sûreté ; l'étude de thermomécanique des crayons combustibles doit en particulier permettre de démontrer que, dans les conditions de fonctionnement de catégorie 2, la puissance linéique maximale atteinte ne conduit pas à une fusion de pastilles, afin de garantir l'intégrité de la première barrière de confinement.

Quelques-unes des sollicitations que peuvent subir les gaines des crayons combustibles en fonctionnement normal sont succinctement évoquées ci-après ; elles sont à prendre en compte pour leur conception et celle des assemblages combustibles, ainsi que pour la démonstration de sûreté.

En exploitation, une grande partie des sollicitations subies par les gaines résultent des évolutions locales de puissance dues aux transitoires normaux d'exploitation (suivi de charge, fonctionnement prolongé à puissance réduite...). Lors de ces transitoires, dans un crayon combustible, les dilatations thermiques différentes des pastilles de combustible et de la gaine peuvent conduire à endommager ce crayon, notamment par interaction entre les pastilles de combustible et la gaine. De plus, si le dégagement, dans les volumes libres du crayon, de gaz de fission hors des pastilles reste

771. Essais réalisés au titre des règles d'essais physiques au redémarrage (REPR).

faible jusqu'à une combustion massique d'environ 30 GWj/t, il augmente rapidement au-delà, ce qui conduit à une augmentation de la pression interne dans le crayon.

Par ailleurs, selon le matériau des gaines, un allongement des crayons combustibles au cours du fonctionnement du réacteur peut aussi apparaître jusqu'à créer une interférence mécanique avec les embouts de leurs assemblages. Par ailleurs, l'assemblage lui-même (tubes-guides et embouts) peut, en cas d'allongement excessif, interférer avec la plaque supérieure du cœur. Ces risques sont pris en compte dans les études de conception, en vérifiant l'existence de jeux pour éviter ces situations d'interférence.

D'autres sollicitations potentiellement dommageables pour les gaines sont à considérer, telles que celles qui sont liées aux conditions de maintien des crayons dans les cellules des grilles des assemblages, qui peuvent être altérées sous irradiation et qui, dans certaines conditions, peuvent entraîner des vibrations des crayons et *in fine* une perte d'étanchéité de gaines.

Le bon comportement des structures des assemblages revêt de plus une importance toute particulière pour la maîtrise de la réactivité, car leurs déformations latérales⁷⁷² peuvent freiner, voire empêcher, la chute correcte des grappes absorbantes dans leurs tubes-guides.

La surveillance de l'étanchéité des gaines est réalisée en fonctionnement normal par un suivi permanent de l'activité (massique) radiologique de l'eau du circuit primaire. L'augmentation de cette activité au-delà de seuils prédéfinis est le signe d'une perte d'étanchéité de crayons combustibles. Dans ce cas, l'exploitant doit, conformément aux spécifications techniques d'exploitation, mettre en place une surveillance accrue, voire amorcer le repli du réacteur et procéder à son arrêt dans des délais fixés. Après quoi il doit rechercher et déterminer le (ou les) assemblage(s) contenant des crayons inétanches.

Le but du présent chapitre est de développer de façon succincte trois sujets⁷⁷³ :

- les modalités de surveillance de l'étanchéité des crayons combustibles et les évolutions qui ont concerné ces modalités,
- les évolutions du matériau de gainage,
- quelques anomalies et événements significatifs survenus ayant concerné des crayons ou des assemblages combustibles, ainsi que les dispositions prises par Électricité de France pour y remédier.

772. Les assemblages combustibles, d'une hauteur de l'ordre de quatre mètres, peuvent se déformer latéralement sous l'effet des chargements hydrauliques et mécaniques, de l'irradiation et de la température. Contrairement à cette déformation latérale des assemblages qui concerne tous les crayons de ces assemblages, le terme fléchissement est utilisé pour désigner une déformation affectant un crayon, se produisant entre deux grilles de l'assemblage, et consistant en une arcure de la portion du crayon concerné ; ce phénomène est pris en compte dans la démonstration de sûreté depuis la conception initiale des réacteurs de 900 MWe.

773. Aborder dans le détail l'ensemble des questions relatives au combustible et à sa surveillance nécessiterait un ouvrage à part. Seuls quelques aspects notables ont ici été retenus.

28.1. Modalités de surveillance de l'intégrité des crayons combustibles

La surveillance de l'intégrité des crayons combustibles, plus précisément des gaines, repose sur des indicateurs calculés à partir de la radioactivité du fluide primaire, auxquels sont associées des valeurs limites (dénommées spécifications radiochimiques); des contrôles sont de plus réalisés directement sur les assemblages combustibles soupçonnés d'inétanchéité du gainage des crayons, après extraction du cœur.

28.1.1. Les spécifications radiochimiques du fluide primaire

Il convient tout d'abord de souligner que, dans un réacteur à eau sous pression, les mesures de la radioactivité du fluide primaire et les spécifications radiochimiques associées ont plusieurs objectifs :

- la surveillance de l'étanchéité de la première barrière de confinement; cela vise notamment à détecter d'éventuels phénomènes génériques d'endommagement (tels que le *fretting* dont il sera question au paragraphe 28.3.2) et à mettre en œuvre des dispositions palliatives ou correctives;
- la réduction à des valeurs aussi faibles que raisonnablement possible, en quantité et en nocivité, d'une part des rejets radioactifs liquides et gazeux du réacteur, d'autre part des déchets radioactifs résultant du traitement de l'eau du circuit primaire et, plus largement, des matériels qui ont été en contact avec le fluide primaire;
- la réduction à des niveaux aussi faibles que raisonnablement possible de la radioactivité du circuit primaire pour limiter les doses reçues par les travailleurs – notamment ceux qui sont amenés à opérer auprès de composants du circuit primaire⁷⁷⁴ –, ainsi que par les personnes du public en cas de rejet de fluide primaire dans l'environnement (par exemple en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur).

Dans la suite du présent chapitre, il sera essentiellement question du premier objectif, sachant que la surveillance de l'activité du fluide primaire et le respect de critères associés contraignants ont un effet favorable à l'égard d'autres objectifs, notamment en réduisant les conséquences radiologiques, dans l'environnement ou pour les personnes du public, de ruptures accidentelles de tubes de générateur de vapeur.

774. Par exemple ceux qui réalisent des radiographies de composants de ce circuit, même après vidange des composants concernés. Des dépôts de produits radioactifs issus du combustible (voir le paragraphe 31.1) peuvent subsister sur leurs parois, ainsi que des produits de corrosion de structures, activés par les rayonnements.

La présence de produits de fission dans l'eau du circuit primaire indique la présence, dans le cœur du réacteur, de crayons combustibles dont la gaine n'est pas étanche. En effet, en fonctionnement normal, les produits de fission formés dans la matrice combustible restent prisonniers au sein des crayons: s'ils peuvent sortir de cette matrice⁷⁷⁵, tels que ceux sous forme gazeuse (xénon, krypton), ils demeurent confinés dans la gaine étanche et s'accumulent dans les volumes libres du crayon, dont l'espace situé entre les pastilles et la gaine (aussi appelé jeu pastille-gaine). En fait, une très faible radioactivité due à des produits de fission est observable en toutes circonstances dans l'eau du circuit primaire en raison de l'inévitable contamination des crayons par des résidus de combustible au cours de leur fabrication; mais une augmentation notable de la radioactivité de l'eau du circuit primaire traduit sans ambiguïté un défaut d'étanchéité d'une ou plusieurs gaines et la sortie subséquente de produits de fission présents dans le(s) jeu(x) pastille-gaine.

S'il convient évidemment, du point de vue de la sûreté, de viser à éviter une perte d'étanchéité de la première barrière de confinement, son caractère extrêmement « divisé » (il y a par exemple plus de 50 000 crayons combustibles dans un cœur de réacteur de 1300 MWe) et la prise en compte des contraintes industrielles (un renouvellement de combustible ne peut se faire que lors d'un arrêt du réacteur) ont conduit à tolérer, au moins momentanément, certaines pertes d'étanchéité, cela étant traduit en termes de seuils limitant la radioactivité de l'eau du circuit primaire; cette contamination est évidemment prise en compte dans les études des conséquences radiologiques pouvant résulter des conditions de fonctionnement normales, incidentelles et accidentelles.

Le problème majeur rencontré pour la fixation des seuils résulte de la difficulté d'évaluer correctement l'état de la première barrière de confinement au cours d'un cycle de fonctionnement. En effet, il n'existe pas de méthode simple permettant de déterminer, à partir des données aisément accessibles (principalement les mesures de la radioactivité de quelques-uns des principaux produits de fission), l'état des gaines des crayons combustibles, en termes de nombre et de taille des défauts. La radioactivité relâchée par un défaut dépendant de nombreux paramètres inconnus *a priori* (taille, position, thermohydraulique locale, taux de combustion et puissance du crayon...) et les phénomènes physiques de relâchement des produits de fission étant encore imparfaitement compris, les modèles de « prédiction » des défauts à partir de la radioactivité de l'eau du circuit primaire présentent des incertitudes significatives et le nombre et la taille des défauts ne peuvent être déterminés de façon fiable qu'*a posteriori*, après arrêt du réacteur et déchargement des assemblages.

Par ailleurs, au-delà du relâchement direct des produits de fission (notamment gazeux) initialement contenus dans les volumes libres du crayon, les conséquences d'une perte d'étanchéité de la première barrière de confinement peuvent être beaucoup plus importantes.

775. Par différents mécanismes, comme la diffusion et le recul; le recul est dû à l'impact de neutrons de forte énergie (théorie de la diffusion élastique).

Ainsi, en cas de défaut d'étanchéité d'une gaine, dit défaut primaire, l'eau du circuit primaire peut pénétrer dans le jeu pastille-gaine et s'y vaporiser; des phénomènes de radiolyse, d'oxydation de la paroi interne de la gaine et d'oxydation des pastilles vont alors se produire, donnant naissance à de l'hydrogène. Avec le temps, une quantité importante d'hydrogène pourra être absorbée par la gaine et conduire à des défauts dits secondaires dans celle-ci. Mais, si les mécanismes sont bien identifiés, il n'est pas aujourd'hui possible d'en déduire des modèles permettant de prévoir les conditions de rupture⁷⁷⁶ de gaine associées à de tels défauts secondaires.

En cas de rupture de gaine importante, de l'eau peut pénétrer sous forme liquide dans le jeu pastille-gaine et éroder le combustible, provoquant alors la dissémination de particules solides de combustible dans le circuit primaire. Dans des cas extrêmes, du combustible peut sortir sous forme de fragments de pastille, voire de pastilles entières. Le combustible disséminé ne reste que très peu en suspension dans le fluide primaire, mais se dépose sur les parois des composants du circuit primaire, et, plus particulièrement, dans les zones d'échanges thermiques (assemblages combustibles, tubes des générateurs de vapeur...). Si la part du combustible déposée sur les assemblages combustibles sera éliminée du circuit primaire au cours des arrêts de tranche suivants, du fait des opérations de remplacement normal du combustible, la quantité de matière disséminée hors du cœur se stabilisera après quelques cycles du fait de phénomènes d'érosion, de solubilisation et de redéposition, pour persister jusqu'au démantèlement du réacteur. Une telle dissémination est donc caractérisée par son caractère quasi irréversible, dans le sens qu'une partie du combustible disséminé restera présente dans le circuit primaire et donc à l'extérieur de la première barrière de confinement, cela pendant toute la durée de fonctionnement du réacteur. De plus, une partie de la matière combustible se trouvant exposée au flux neutronique, il se produit des fissions – et donc des produits de fission –, directement dans l'eau du circuit primaire.

Enfin, une dissémination de combustible entraîne une contamination du fluide primaire par des émetteurs α . En particulier, le combustible disséminé a en général été soumis, pendant une fraction de cycle au moins, au flux neutronique au sein du cœur du réacteur. Par captures neutroniques, il y a eu formation, dans ce combustible, d'isotopes transuraniens émetteurs α et cela d'autant plus que la combustion massique qui a été atteinte est élevée⁷⁷⁷. Ces radioéléments vont alors contaminer les composants du circuit primaire et la fraction déposée dans les zones soumises au flux neutronique verra son activité α augmenter rapidement. Ainsi, en plus des produits de fission émetteurs de rayonnements γ et β , la dissémination de combustible entraîne la présence dans le circuit primaire d'émetteurs α posant des problèmes spécifiques⁷⁷⁸ en termes de radioprotection des travailleurs (risque de contamination interne⁷⁷⁹) et de rejets (les concentrations d'émetteurs α dans les effluents liquides et dans les effluents gazeux

776. L'expression « rupture de gaine » est communément utilisée pour désigner toute perte d'intégrité des gaines: défaut d'étanchéité, rupture mécanique proprement dite...

777. Il est à noter que, même sans irradiation, l'uranium et le plutonium sont des émetteurs α .

778. Ils ont été précisés dans le focus du paragraphe 1.1.1.

779. D'autres radioéléments peuvent contribuer à la contamination (cobalt, iode...).

doivent rester inférieures aux limites de détection dont les valeurs sont fixées, pour chaque centrale, dans une décision de l’Autorité de sûreté nucléaire).

Dès le démarrage des premières tranches du parc électronucléaire français, Électricité de France a donc mis en œuvre une surveillance d’indicateurs de la radioactivité du fluide primaire, avec des seuils associés, plutôt que de faire référence à des paramètres liés à l’état du combustible, souvent extrêmement difficile à déterminer. Mais, au-delà de la fixation de seuils et des actions à mener en cas de dépassement de ces seuils en vue de limiter la radioactivité dans les circuits, le maintien de l’intégrité des gaines doit être considéré comme un objectif en soi compte tenu de l’importance de la première barrière de confinement, ce qui doit conduire l’exploitant à s’interroger sur les évolutions bénéfiques de conception des assemblages et des crayons combustibles.

Plusieurs indicateurs sont utilisés pour le suivi de l’activité du fluide primaire depuis le démarrage des premières tranches du parc électronucléaire français, avec des valeurs de seuils associées qui ont évolué au cours du temps. La signification de ces indicateurs est indiquée succinctement dans le focus plus loin. Ce qui suit n’a pour objectif que de donner un aperçu très résumé des évolutions⁷⁸⁰.

Pour les tranches 1 et 2 de la centrale nucléaire de Fessenheim, Électricité de France a proposé des spécifications radiochimiques d’exploitation transposées de celles qui étaient retenus par le constructeur Westinghouse (dans leur version d’avant 1975), déterminées à partir du taux de rupture de gaines de 1 % qui était retenu pour le dimensionnement des protections radiologiques et des systèmes de traitement des effluents, ainsi que des ordres de grandeur des conséquences radiologiques admises à la limite du site, notamment en cas d’accident de rupture d’un tube de générateur de vapeur, indiquées au paragraphe 8.1 du présent ouvrage. Mais les organismes de sûreté ont estimé que ces spécifications radiochimiques étaient insuffisantes, ce qui a conduit, à partir du démarrage de ces deux tranches en 1977, aux spécifications radiochimiques du fluide primaire suivantes :

- (A) : informer le Service central de sûreté des installations nucléaires lorsque l’activité massique du fluide primaire dépasse 10 Ci/t (370 GBq/t) pour la « somme des gaz »⁷⁸¹ ou 1,12 Ci/t (44 GBq/t) pour l’équivalent d’iode 131 (voir le focus plus loin) ; il était estimé que cela correspondrait à un taux de rupture de gaines d’environ 0,03 % ;
- (B) : amorcer le repli du réacteur vers un état d’arrêt dès l’atteinte d’un seuil de 300 Ci/t (11 100 GBq/t) pour la « somme des gaz ». Par ailleurs, en fonctionnement normal, l’activité en équivalent d’iode 131 devait rester inférieure

780. Le lecteur pourra, s’il le souhaite, se reporter à différentes sources telles que, par exemple, le site de l’ASN <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Centrales-nucleaires-EDF-Combustible>, les éditions publiques des rapports de sûreté de chaque palier de réacteurs, ou encore le document de l’OCDE/AEN intitulé « Leaking Fuel Impacts and Practices », NEA/CSNI/R(2014)10 du 18 juillet 2014 qui précise notamment les spécifications radiochimiques du fluide primaire adoptées alors dans différents pays (dont la France).

781. Xénons et kryptons.

à 1 Ci/t (37 GBq/t); au-delà de cette valeur, une surveillance accrue⁷⁸² et des actions correctives devaient être mises en œuvre (le fonctionnement en suivi de charge était également suspendu). La poursuite du fonctionnement était tolérée pendant trois mois avec une activité en équivalent d'iode 131 comprise entre 1 et 2 Ci/t; la poursuite du fonctionnement en puissance pour une activité comprise entre 2 et 3 Ci/t nécessitait un accord explicite du Service central de sûreté des installations nucléaires; au-delà de 3 Ci/t, un repli du réacteur vers un état d'arrêt devait être amorcé dans les six heures;

- (C): pendant les transitoires de puissance, un dépassement des seuils définis en (B) pour l'équivalent d'iode 131 était accepté pendant une durée maximale de 48 heures, à condition de respecter une limite définie en fonction de la puissance.

Après le démarrage des réacteurs de Fessenheim, les spécifications radiochimiques du fluide primaire ont fait l'objet d'évolutions successives, dans un sens plus contraignant et avec l'introduction de nouveaux indicateurs, du fait de la survenue de problèmes particuliers; sans entrer dans les détails, des évolutions sont intervenues à l'occasion:

- du souhait exprimé par Électricité de France de pouvoir, dans certaines conditions, recharger dans les réacteurs des assemblages inétanches (1979-1980 notamment),
- des phénomènes de « jets de baffle » (voir le paragraphe 27.3.1 – 1981-1984).

De façon générique, voici quelques-uns des seuils adoptés à partir de 1997:

- concernant la « somme des gaz »:
 - 150 GBq/t pour le seuil de surveillance accrue (et l'enclenchement d'un transitoire de puissance pour mesurer le « pic d'iode »⁷⁸³ – disposition qui avait été déjà introduite en 1987 à la demande du Service central de sûreté des installations nucléaires),
 - 500 GBq/t pour le seuil d'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt,
 - 1 000 GBq/t pour le seuil d'amorçage du repli sous huit heures;
- concernant l'équivalent d'iode 131: 4 GBq/t pour le seuil de surveillance accrue, 20 GBq/t pour le seuil d'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt, 40 GBq/t pour le seuil d'amorçage du repli sous huit heures;

782. Un prélèvement de fluide primaire est réalisé régulièrement afin de réaliser une analyse par spectrométrie gamma dans un laboratoire de chimie de la centrale nucléaire. En mode de surveillance accrue, ce prélèvement est fait plusieurs fois par semaine.

783. Il s'agit d'une baisse de puissance visant à faire sortir les iodures des éventuels petits défauts de gaines qui les piègent lorsque le réacteur est en fonctionnement stable, mais qui pourraient accroître les conséquences radiologiques de transitoires tels qu'une rupture de tube de générateur de vapeur.

- pour le nouvel indicateur, l'iode 134, utilisé à l'égard des risques de dissémination de combustible: les seuils⁷⁸⁴ sont 5 GBq/t pour la surveillance accrue et 10 GBq/t pour le seuil d'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt (1 GBq/t correspond à la dissémination de 5 à 7 grammes de combustible UO₂).

En 2002, des spécifications radiochimiques plus contraignantes que celles qui ont été indiquées ci-dessus ont été adoptées pour l'ensemble du parc électronucléaire à la suite des dégradations d'assemblages combustibles constatées en 2000 dans le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cattenom (réacteur de 1300 MWe), imputables au phénomène de *fretting* (voir le paragraphe 28.3.2), qui avaient affecté 92 crayons (principalement de 3^e cycle et, dans une moindre mesure, de 2^e cycle): le seuil de déclenchement d'une surveillance accrue par l'indicateur « somme des gaz » a été fixé à 50 GBq/t, son dépassement entraînant en particulier un renforcement de la surveillance de l'activité massique α du fluide primaire et des mesures du rapport des activités massiques des isotopes 134 et 137 du césium (ou « rapport des césiums »⁷⁸⁵, ¹³⁴Cs/¹³⁷Cs), avec un seuil d'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt associé à ce rapport⁷⁸⁶. Les seuils adoptés en 1997 concernant l'équivalent d'iode 131 n'ont pas été modifiés. Concernant l'iode 134, le seuil d'enclenchement de la surveillance accrue a été abaissé à 2 GBq/t, le seuil d'amorçage sous 48 heures du repli vers l'arrêt du réacteur restant à 10 GBq/t.

Pour le cas spécifique de Cattenom 3, des seuils plus restrictifs ou supplémentaires avaient été retenus pour la poursuite immédiate de son fonctionnement, en particulier:

- une augmentation de 5 GBq/t de l'activité massique du xénon 133 devait déclencher une mesure du rapport ¹³⁴Cs/¹³⁷Cs;
- le repli du réacteur vers un état d'arrêt devait être amorcé sous huit jours si l'activité massique mesurée de l'iode 134 atteignait 1 GBq/t, ou si l'activité massique du xénon 133 augmentait de 20 GBq/t avec un rapport des césiums supérieur à 0,8.

Au mois de juin 2002, les nouvelles spécifications radiochimiques génériques proposées par Électricité de France ont été acceptées par l'autorité de sûreté, qui lui demanda⁷⁸⁷ de plus « *de ne plus recharger d'assemblage combustible détecté inétanche au déchargement, sans extraction des crayons endommagés ou invalidation de la mesure*

784. Ces valeurs de seuils concernent en fait l'activité supplémentaire par rapport à l'activité massique théorique calculée de la contamination « résiduelle ».

785. La mesure de ce rapport devait permettre de discriminer les défauts affectant les crayons selon le cycle de fonctionnement auquel ils ont été chargés dans le cœur (il était inférieur à 0,8 pour les crayons de premier cycle).

786. Plus tard, en 2008, dans le « Document standard des spécifications radiochimiques du palier 1300 MWe », EDF a souhaité ne plus formellement faire dépendre la décision d'amorçage sous 48 heures de l'arrêt du réacteur à la valeur du « rapport des césiums », compte tenu des difficultés d'interprétation (notamment lorsque plusieurs assemblages inétanches de cycles d'irradiation distincts sont présents dans le cœur), ce qui a été accepté en 2012 par l'Autorité de sûreté nucléaire.

787. Lettre DGSNR/SD2/703-2002 du 27 juin 2002.

par un contrôle approprié», ce qui constitue une évolution importante par rapport aux pratiques en matière de rechargement d'assemblages en vigueur depuis les années 1980.

Toutefois, après la mise en place des nouvelles spécifications radiochimiques génériques, des défauts d'étanchéité de crayons, imputables au même phénomène de *fretting*, ont été observés à Cattenom 4 et Nogent 2. Ce phénomène a alors été qualifié de « générique » pour les réacteurs de 1300 MWe. Des dispositions renforcées ont alors été adoptées, en 2003, pour l'ensemble de ces réacteurs, avec notamment :

- pour l'indicateur « somme des gaz », un seuil de surveillance accrue et d'enclenchement de la mesure du « rapport des césiums » abaissé à 10 GBq/t, un seuil d'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers l'arrêt abaissé à 50 GBq/t si le « rapport des césiums » est supérieur à 1,4 (valeur autorisant entre 20 et 30 défauts de type *fretting* sur des crayons de 3^e cycle), maintenu à 500 GBq/t sinon,
- pour l'indicateur portant sur l'activité massique d'iode 134, un seuil de 1 GBq/t pour la surveillance accrue et un seuil de 5 GBq/t pour l'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt.

En 2008, Électricité de France, ayant considéré avoir remédié au risque de dégradations de crayons combustibles par *fretting*, a souhaité revenir à des spécifications radiochimiques communes pour l'ensemble des réacteurs du parc électronucléaire. Pour leur part, les organismes de sûreté ont estimé⁷⁸⁸ que les dispositions renforcées devaient être maintenues pour les réacteurs de 1300 MWe, concernant les seuils associés aux indicateurs « somme des gaz » et « iode 134 ».

Ce qui précède montre – s'il en était besoin – toute la difficulté d'appréhender, par un faisceau d'indicateurs, l'état d'endommagement des gaines dans un cœur de réacteur à eau sous pression.

Début 2019, les seuils en vigueur issus des derniers aménagements des spécifications radiochimiques du fluide primaire sont les suivants :

- pour la « somme des gaz » :
 - pour les réacteurs de 900 MWe (hors Fessenheim et Bugey), de 1300 MWe et ceux de la centrale nucléaire de Civaux⁷⁸⁹ : 10 GBq/t pour le seuil de surveillance accrue (et d'arrêt du suivi de charge), 150 GBq/t pour l'amorçage sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt⁷⁹⁰, 1000 GBq/t pour l'amorçage du repli sous huit heures ;
- pour l'équivalent d'iode 131 (pour tous les réacteurs) :
 - lors du fonctionnement en puissance : 4 GBq/t pour le seuil de surveillance accrue (et l'arrêt du suivi de charge), 20 GBq/t pour l'amorçage

788. Ce sujet est développé dans « Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2009 », rapport DSR n° 383.

789. Des évolutions sont en cours pour les autres réacteurs.

790. État AN/GV.

- sous 48 heures du repli du réacteur vers un état d'arrêt, 40 GBq/t pour l'amorçage du repli sous huit heures;
- lors des transitoires de puissance ou d'arrêt: au-delà de 150 GBq/t le redémarrage ou la poursuite du fonctionnement en puissance sont interdits;
- pour le xénon 133 et un nouvel indicateur, le « rapport des xénons » (rapport des activités massiques des isotopes 133 et 135 du xénon – voir le focus plus loin), cela pour tous les réacteurs:
- au-delà d'une activité massique du xénon 133 de 185 MBq/t, le réacteur est considéré sans défaut de gaine si le « rapport des xénons » n'excède pas 0,9;
 - il est dit en présomption de défaut dans le cas contraire ou si l'activité massique du xénon 133 excède 1 GBq/t; ces seuils déterminent la stratégie de contrôle des assemblages combustibles à la fin du cycle (voir le paragraphe 28.1.2);
- pour l'iode 134, pour tous les réacteurs, des seuils sont fixés pour le passage en surveillance accrue (et l'arrêt du suivi de charge) ainsi que pour l'amorçage sous 48 heures du repli vers un état d'arrêt en fonction de l'activité de l'iode 134 en début de cycle et de l'avancement du cycle (exprimé en termes de combustion massique), en vue de mettre en évidence une éventuelle dissémination de matière fissile pendant le cycle en cours.

Ces spécifications radiochimiques continueront bien entendu d'évoluer dans le futur, pour l'ensemble des réacteurs du parc électronucléaire ou pour certains d'entre eux, selon les stratégies d'Électricité de France en matière de combustible, en fonction des événements qui pourraient survenir (apparition de nouveaux types de défauts...), ou encore pour répondre à des objectifs d'amélioration de sûreté. À cet égard – et suite aux observations des organismes de sûreté –, un abaissement de certains seuils est prévu par Électricité de France dans le but de réduire les conséquences radiologiques sur les personnes du public et l'environnement des rejets pouvant résulter de la rupture de tubes de générateurs de vapeur (objectif retenu dans le cadre du projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans et notamment des quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe); cela est précisé au paragraphe 30.5.

#FOCUS.....

Les indicateurs radiochimiques du fluide primaire

Seuls quelques-uns des indicateurs radiochimiques du fluide primaire utilisés par Électricité de France ont été évoqués plus haut, dans le but de faciliter l'appréhension de ce sujet complexe; le présent focus dresse la liste de l'ensemble des

indicateurs utilisés ou qui ont pu l'être – ou encore qui sont ou ont été discutés entre Électricité de France et les organismes de sûreté :

- «**somme des gaz**» : la mesure de l'activité massique de la somme des gaz (il s'agit des isotopes du xénon et du krypton) dans le fluide primaire permet de suivre avec une bonne réactivité l'état des gaines des assemblages combustibles car les gaz de fission sortent en général assez facilement par les défauts des gaines ; il est cependant très difficile de relier cette mesure au nombre de défauts, hormis dans des cas très particuliers où l'origine des défauts présents dans le cœur est connue ;
- ¹³³Xe, «**rapport des xénon**» : le ¹³³Xe et le ¹³⁵Xe sont pris en compte dans l'indicateur «somme des gaz». Le ¹³³Xe fait partie des produits de fission prépondérants ; sa période est suffisamment courte (5,2 jours) pour qu'il soit à l'équilibre au bout de quelques semaines de fonctionnement du réacteur et suffisamment longue pour que l'on puisse mesurer efficacement son activité massique par échantillonnage ; enfin, en cas de défaut des gaines, une augmentation de son activité massique dans le fluide primaire est rapidement détectée, même sans variation significative de l'activité massique des iodes. Après l'événement de Cattenom 3, Électricité de France a aussi retenu un suivi spécifique du rapport des activités massiques des isotopes 133 et 135 du xénon (¹³³Xe/¹³⁵Xe), qui permettrait – selon son analyse – de détecter le plus rapidement possible l'apparition de (petits) défauts et de mettre en place une surveillance particulière du fluide primaire (notamment de l'activité α) ;
- **équivalent ¹³¹I** : l'iode 131 revêt une grande importance compte tenu de sa radiotoxicité et de sa période radioactive (environ huit jours) ; afin de disposer d'un indicateur de radioprotection lié au risque de contamination interne thyroïdienne, une activité massique d'un équivalent d'iode 131 a été définie comme la somme des activités massiques des différents isotopes de l'iode pondérées par leurs coefficients de dose ;
- «**activité au pic d'iode**» : les différents isotopes de l'iode ne sortent d'un crayon combustible inétanche que lorsque le ou les défauts de sa gaine sont importants ou lors de transitoires de puissance conduisant à une entrée d'eau dans la gaine et au «lessivage» du jeu pastille-gaine. Une certaine quantité d'iode peut ainsi se retrouver dans le fluide primaire – en sus de celle qui est mesurée en régime stabilisé – lors d'un arrêt automatique du réacteur résultant d'une rupture de tubes de générateur de vapeur, et conduire à des rejets importants. Aussi, depuis 1987, dans le but de vérifier que l'activité massique d'équivalent ¹³¹I ne dépasse à aucun moment une valeur de 150 GBq/t, y compris lors des transitoires, un transitoire de puissance (baisse de charge) est effectué lorsque l'activité massique de la «somme des gaz» atteint 150 GBq/t. La remontée en puissance du réacteur est interdite si le «pic d'iode» dépasse 150 GBq/t ;

- ^{134}I : de courte durée de vie (inférieure à une heure) et piégé dans le jeu pastille-gaine, l'iode 134 n'est quasiment pas relâché par les défauts des gaines, à moins que ceux-ci ne soient très grands. Lorsque de l'iode 134 est en quantités significatives dans le fluide primaire, il est principalement produit par deux mécanismes, à savoir, d'une part par les fissions de noyaux de combustible disséminé déposés dans les zones soumises au flux neutronique, d'autre part par les gros défauts mettant le combustible en contact direct avec le fluide primaire. L'iode 134 est à ce jour le meilleur indicateur d'une dissémination de combustible dans le fluide primaire pour les réacteurs à eau sous pression, même si l'activité associée ne traduit qu'imparfaitement la quantité de combustible sortie ou pouvant sortir des crayons ;
- « **rapport des césiums** »: le rapport des activités massiques des isotopes 134 et 137 du césium ($^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$) a été introduit dans les spécifications radiochimiques du fluide primaire pour évaluer la combustion massive des crayons présentant des défauts d'étanchéité. Son utilisation doit toutefois être faite avec prudence, compte tenu des incertitudes associées ;
- **activité α** : en raison des questions soulevées par la présence d'émetteurs α en termes de radioprotection, de rejets et de déchets, il est apparu pertinent de fixer une valeur limite de l'activité α en tant que telle, indépendamment des quantités de matières correspondantes disséminées dans le circuit primaire, difficilement évaluables.

28.1.2. Contrôles et mesures effectués directement sur les assemblages combustibles

Des contrôles d'étanchéité des gaines des assemblages combustibles sont effectués lors d'un arrêt de réacteur pour renouvellement du combustible dans le cœur, lorsque l'activité du fluide primaire en fin de cycle ne respecte pas un certain nombre de critères permettant de considérer qu'il n'y a pas d'inétanchéité des gaines⁷⁹¹, à savoir :

- activité massique du xénon 133 inférieure à 1 GBq/t,
- « rapport des xénon » ($^{133}\text{Xe}/^{135}\text{Xe}$) inférieur à 0,9 (voir le focus ci-dessus),
- absence de « pic d'iode » en transitoire.

Plusieurs dispositions peuvent être mises en œuvre par Électricité de France pour contrôler directement des assemblages combustibles sortis du réacteur :

- un ressuage dans le mât de la machine de déchargement,

791. Dans le cas contraire, le réacteur est dit en présomption de défaut; le dépassement d'autres seuils permet de considérer la présence d'une « rupture de gaine » ou d'une « rupture de gaine sérieuse ».

- un ressuage dans une cellule dédiée du bâtiment du combustible (« cellule BK »),
- des contrôles des crayons eux-mêmes.

À cela, il convient d'ajouter d'autres types de contrôles, de nature géométrique, effectués sur les structures des assemblages, tels que par exemple ceux qui sont effectués avec le dispositif amovible de mesure des assemblages combustibles (DAMAC – voir la figure 28.3). Ces contrôles n'ont pas pour but de contrôler l'étanchéité des gaines, mais ils permettent de mieux connaître le comportement des composants des assemblages combustibles dont les évolutions peuvent conduire à différentes difficultés, pas nécessairement des pertes d'étanchéité des gaines. Seuls les assemblages déchargés de quelques réacteurs jugés les plus sensibles font l'objet de ce type de contrôles.

Le DAMAC a été développé pour mesurer, dans la piscine du bâtiment du combustible (BK), les déformations latérales des assemblages combustibles en effectuant des mesures par ultrasons du décalage latéral de chaque grille de maintien des crayons combustibles par rapport à l'axe central de l'assemblage. Cet examen permet d'éviter de recharger ou de « grapper » – dans les réacteurs concernés – des assemblages combustibles dont les déformations pourraient empêcher la chute correcte des grappes absorbantes.

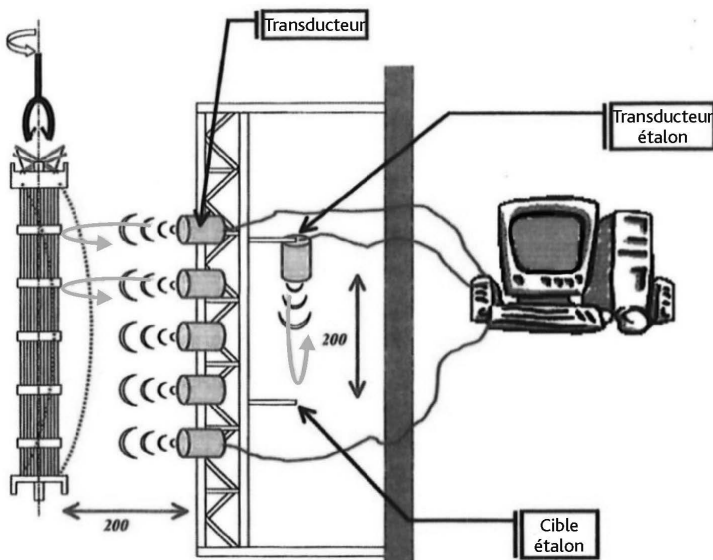


Figure 28.3. Le dispositif DAMAC (source EDF).

28.1.2.1. Ressuage dans le mât de la machine de chargement

Dès que, lors de l'arrêt du réacteur, il y a « présomption de défaut »⁷⁹², l'exploitant contrôle tous les assemblages déchargés du cœur du réacteur à l'aide d'un dispositif

792. La mesure avec le DRMC n'est en effet pas systématique.

de ressuage implanté dans le mât⁷⁹³ de la machine de chargement (et de déchargement) – appelé DRMC –, qui a été développé dans les années 1980. Pour être efficace, ce contrôle doit être effectué dans les 20 jours (quatre périodes radioactives du xénon 133, isotope qui est mesuré avec ce dispositif) qui suivent l'arrêt du réacteur. Ce délai est suffisant pour effectuer le déchargement des assemblages combustibles en l'absence de problème particulier.

Le principe de la mesure est le suivant: lors de la montée d'un assemblage combustible depuis son emplacement dans le cœur du réacteur jusqu'au mât de la machine de chargement (et de déchargement), la différence de pression entre l'intérieur et l'extérieur de chaque crayon combustible varie d'environ 0,9 bar (déplacement vertical d'environ neuf mètres); cela entraîne le relâchement de produits de fission (dont le xénon 133) par les crayons non étanches dans l'eau contenue dans le DRMC et dans l'eau de la piscine du réacteur. Une fois en position haute dans le mât, l'assemblage contrôlé est balayé par de l'air qui entraîne les produits de fission émis par les crayons non étanches. Le mélange d'air et de produits de fission est aspiré dans un dispositif de comptage où l'activité volumique du xénon 133 est mesurée en continu.

Le dépouillement des résultats permet de classer les assemblages combustibles en trois catégories:

- assemblages sains,
- assemblages douteux,
- assemblages non étanches.

Les assemblages sains qui ne sont pas rechargés sont envoyés en l'état à l'usine de retraitement après un séjour dans la piscine du bâtiment du combustible. Les assemblages non étanches sont conditionnés dans des «bouteilles»⁷⁹⁴. Les assemblages douteux sont, quant à eux, contrôlés dans la «cellule BK».

28.1.2.2. Ressuage dans la «cellule BK»

La réalisation de contrôles d'assemblages combustibles dans la «cellule BK» intervient lorsque:

- soit le temps de refroidissement des assemblages est supérieur à 20 jours (le ressuage dans le DRMC est alors inapproprié);

793. Ce mât est une structure (jupe) métallique de section trilobée et ceinturée de renforts à différents niveaux; elle est pendue au pont de manutention; les assemblages combustibles sont descendus (chargement) ou remontés (déchargement) dans cette structure. Divers équipements sont implantés à l'intérieur du mât.

794. En fonction de la combustion massive atteinte par l'assemblage combustible non étanche, l'électricité de France peut être amenée à faire une recherche du ou des crayons inétanches et, après remplacement de ce ou de ces crayons, à recharger l'assemblage en réacteur pour poursuivre son irradiation.

- soit des assemblages sont déclarés « douteux » à l'issue du contrôle par ressuage dans le DRMC, dans le but de déterminer s'ils sont étanches avant de les recharger dans le réacteur,
- soit le ressuage n'a pas permis d'identifier le ou les assemblages inétanches alors qu'il y avait « présomption de défaut » ; tous les assemblages combustibles destinés à être rechargés doivent alors faire l'objet d'un ressuage dans la « cellule BK ».

L'assemblage combustible à contrôler est placé successivement dans une cellule, dite cellule BK, étanche et isolée thermiquement, implantée dans la piscine du combustible. Cette cellule est équipée d'un circuit d'eau permettant de chauffer et de refroidir l'eau de l'assemblage et d'un circuit d'air permettant un balayage de l'assemblage. Le chauffage de l'eau favorise le relâchement de radionucléides dans la cellule en cas de défauts d'étanchéité de gaines. Des mesures de radioactivité sont effectuées par un comptage en ligne sur un échantillon prélevé de fluide du circuit d'eau ou du circuit d'air de balayage.

Contrairement au ressuage dans le DRMC, pour lequel la mesure est effectuée en continu, dans la « cellule BK », la mesure de l'activité des produits de fission intervient de façon différée, permettant l'accumulation de radionucléides, ce qui rend la méthode plus sensible. Cependant, les « cellules BK » sont plus sensibles aux phénomènes de pollution, notamment par les produits de corrosion déposés sur les assemblages, ce qui peut rendre difficile la mesure de l'activité des césiums.

À la suite des contrôles dans la « cellule BK », les assemblages combustibles sont classés en deux catégories :

- assemblages sains,
- assemblages non étanches.

Si, après les mesures effectuées dans la « cellule BK », un assemblage est considéré comme non étanche, il n'est pas rechargé dans le réacteur, conformément à la demande de l'autorité de sûreté faite en 2002 (voir plus haut).

Il est à noter que, jusqu'en 2002, une caractérisation de la taille des défauts était effectuée à partir de la cinétique de relâchement des produits de fission, pour distinguer les assemblages combustibles pouvant être rechargés. Cette pratique a depuis lors été abandonnée.

28.1.2.3. Contrôles effectués sur les crayons combustibles

► Contrôles par ultrasons

Les différents dispositifs existants de localisation des crayons de combustible non étanches dans un assemblage combustible, tels que les outillages qui ont été développés par Areva (ECHO 330 et ECHO monosonde) ou par Westinghouse (AFIS), reposent sur le même principe, à savoir la mesure de l'affaiblissement d'un signal ultrasonore lors de son parcours sur une partie de la circonférence de la gaine, affaiblissement qui traduit

la présence d'eau dans le jeu pastille-gaine au droit de la mesure. Les capteurs à ultrasons sont disposés sur un peigne qui est inséré dans les espaces entre les crayons. L'ensemble des crayons sont contrôlés à partir des quatre faces de l'assemblage combustible examiné. Le dispositif est posé sur les racks de la piscine d'entreposage du combustible et l'assemblage à examiner est suspendu au pont-passerelle. Le calibrage de chaque sonde est réalisé à l'aide d'une maquette contenant des crayons étalons, les uns remplis de sable sec simulant les crayons étanches, les autres remplis d'un mélange de sable et d'eau simulant les crayons non étanches; l'exploitant en déduit, pour chaque sonde, un seuil S d'affaiblissement du signal correspondant à un crayon inétanche (pourcentage d'affaiblissement du signal dans le cas d'un crayon rempli d'eau).

Les mesures sont réalisées au bas des crayons combustibles, immédiatement au-dessus de la première grille, zone potentielle d'endommagement des gaines et donc de présence d'eau à l'intérieur des crayons (*fretting*, corps migrants...). Les valeurs d'atténuation du signal constatées pour les différents crayons sont comparées aux seuils S des sondes et les crayons sont classés en trois catégories: étanches, non étanches et douteux. Dans ce dernier cas, un contrôle peut être réalisé à un niveau supérieur.

Il faut noter à ce sujet que, si un crayon combustible n'est pas étanche et qu'il n'y a pas d'eau au droit de la ou des zones contrôlées, il y a risque de recharger dans le cœur du réacteur des assemblages potentiellement inétanches. Par ailleurs, un certain nombre d'éléments peuvent venir perturber les signaux (dépôts, interactions entre pastilles et gaines, couche d'oxyde...), entraînant dans ce cas un risque de surestimation du nombre de crayons combustibles non étanches.

Les dispositifs précités sont utilisés pour la détermination des crayons non étanches dans les assemblages combustibles qui ont été identifiés comme non étanches lors du ressuage dans le mât de la machine de chargement (et de déchargement) ou dans la « cellule BK » et qui sont destinés à être rechargés (après remplacement des crayons défectueux, éventuellement par des crayons postiches).

► Autres contrôles

Une inspection télévisuelle d'un assemblage combustible peut être réalisée par défilement d'une caméra vidéo devant chacune de ses quatre faces dans la piscine d'entreposage du combustible; elle permet d'obtenir de premières vues d'un assemblage non étanche. Si l'état des crayons combustibles périphériques de l'assemblage apparaît assez nettement sur de telles vues, il est souvent difficile d'apprécier l'état des crayons situés au cœur de l'assemblage. Une légère rotation de l'assemblage peut toutefois apporter des informations intéressantes (présence de corps migrants, boursoufflures...) en rendant possible une visualisation entre les rangées des crayons combustibles. Cet examen peut permettre, dans certains cas, d'identifier un ou des crayons combustibles défectueux, et parfois de déterminer directement la cause des défaillances. L'enregistrement résultant d'une inspection télévisuelle est systématiquement envoyé au fournisseur de l'assemblage combustible non étanche concerné pour analyse et pour appréciation, le cas échéant, de l'intérêt ou de la nécessité d'une extraction de crayons.

Pour les assemblages combustibles fournis par Framatome, l'extraction de crayons peut être réalisée avec l'équipement dénommé station RSA « réparation simplifiée AFA ». Après démontage de la tête de l'assemblage, une pince permet de saisir le bouchon supérieur du crayon combustible que l'on veut extraire. Une fois l'assemblage installé dans un dispositif appelé descenseur, le crayon est extrait en déplaçant le descenseur vers le bas. Un dispositif permet d'enregistrer l'effort d'extraction, qui doit être inférieur à un seuil spécifié. Pour les assemblages combustibles fournis par Westinghouse, l'extraction des crayons est effectuée au moyen de la station NFEP (*New Fuel Elevator Platform*), dont le principe est identique à celui de la station RSA.

La station RSA permet l'examen d'un crayon combustible individuel, après son extraction, en vue de localiser ses défauts. Pour cette recherche, le crayon extrait défile verticalement dans une bobine à courants de Foucault, qui permet d'explorer rapidement toute la longueur du crayon et de sélectionner les zones à examiner par des moyens télévisuels; une caméra équipée d'un éclairage spécifique est alors placée suffisamment près du crayon pour permettre de l'examiner avec un grossissement important. Pendant le défilement du crayon, un enregistrement vidéo est effectué. Si un défaut est détecté, un arrêt sur image permet généralement un examen plus détaillé. Néanmoins, cet examen télévisuel reste délicat.

Des expertises dans un laboratoire adapté peuvent ensuite être menées sur certains crayons combustibles défectueux.

Les procédés et dispositifs de contrôle des assemblages et des crayons combustibles présentés ci-dessus ont dans les faits une fiabilité relative, malgré les améliorations apportées au fil du temps (notamment, à partir de 2007, la rénovation des baies de contrôle-commande du dispositif de ressuage de la machine de chargement). Des analyses plus fines des séquences de ressuage ont aussi été mises en œuvre par Électricité de France, en vue d'identifier d'éventuels pics anormaux sur les enregistrements. Il en résulte que les contrôles par ressuage dans le mât de la machine de chargement et dans la « cellule BK » peuvent donner des résultats singuliers dont l'interprétation, en vue d'une décision, ne va pas de soi; de ce fait, quelques assemblages combustibles douteux, voire non étanches, peuvent se trouver être rechargés dans les réacteurs.

28.2. Retour d'expérience et évolutions du matériau de gainage

Les gaines des crayons combustibles des réacteurs du parc électronucléaire français ont d'abord été réalisées en Zircaloy-4 (hormis celles de Chooz A qui étaient en acier), un alliage métallique à base de zirconium, contenant de l'étain et d'autres éléments. Le zirconium s'est imposé comme matériau pour les gaines des réacteurs nucléaires à eau légère notamment parce qu'il absorbe peu les neutrons⁷⁹⁵.

795. Il a en effet une faible section efficace de capture des neutrons thermiques.

Après une quinzaine d'années d'utilisation du Zircaloy-4 pour les gaines des crayons combustibles, la fiabilité des assemblages correspondant apparaissait relativement satisfaisante jusqu'à des combustions massiques d'environ 45 GWj/t, avec un premier retour d'expérience du comportement en suivi de charge: le taux d'inéanchéité des gaines était de l'ordre de quelques 10^{-5} , du fait d'aléas ou de mécanismes propres aux crayons (défauts de fabrication...), indépendamment des causes externes possibles de dégradation («jets de baffles», corps migrants...) – et hors situations accidentelles.

Mais il est ensuite apparu dès les années 1980, avec l'augmentation des combustions massiques maximales autorisées pour les différents types de combustible du parc électronucléaire, que les gaines en Zircaloy-4 subissaient en réacteur une oxydation externe significative, conduisant à la formation d'une couche externe d'oxyde de zirconium, à l'absorption d'hydrogène avec la formation d'hydrure de zirconium, puis éventuellement à une desquamation de la couche d'oxyde formée et à la formation de *blisters* d'hydrures⁷⁹⁶. De ce fait, des concepteurs ou des fabricants d'assemblages combustibles ont proposé l'utilisation de nouveaux alliages à base de zirconium, comportant du niobium, qui présentent des propriétés améliorées à l'égard des phénomènes d'oxydation et d'hydruration en réacteur. En France, des assemblages combustibles neufs comportant des crayons combustibles dont les gaines sont en Zircaloy-4 ne sont plus chargés dans les réacteurs depuis la fin de l'année 2016 et il ne devrait plus exister de telles gaines en réacteur à l'horizon 2022.

Il est à noter que les phénomènes décrits ci-dessus soulèvent un certain nombre d'interrogations quant à la tenue des gaines dans les conditions de fonctionnement accidentelles telles que l'éjection d'une grappe de contrôle; c'est pourquoi l'Autorité de sûreté nucléaire a, en 2014, demandé à Électricité de France de mettre en œuvre des dispositions compensatoires en exploitation dans l'attente de la disparition complète de la présence en réacteur de gaines en Zircaloy-4⁷⁹⁷.

Le développement de nouveaux alliages à base de zirconium pour les gaines des crayons combustibles a commencé dès les années 1980. Le chargement en réacteurs

796. L'eau en contact avec les gaines les oxyde selon une réaction conduisant à la formation d'une couche de zircone en surface et à l'absorption d'une partie de l'hydrogène libéré, sous forme d'hydrures: l'expression «corrosion» est couramment utilisée pour désigner ces phénomènes. Lorsque l'épaisseur de la couche de zircone dépasse environ 80 μm , elle peut se desquamer, générant des débris particulièrement radioactifs qui peuvent s'accumuler dans le circuit primaire et créer des «points chauds». Les zones des gaines où la présence d'hydrures est importante (dénommées *blisters* ou lentilles d'hydrures) sont fragiles et constituent des sites privilégiés d'apparition de fissures pouvant conduire à la rupture des gaines lors de transitoires incidentels ou accidentels. La cinétique d'oxydation dépend de la température de gaine, qui est de l'ordre de 350 °C en fonctionnement normal, mais peut s'élever jusqu'à 450 °C à 480 °C dans les conditions de fonctionnement de catégorie 2 et jusqu'à des valeurs beaucoup plus élevées (au-delà de 900 °C) dans les conditions de fonctionnement de catégories 3 et 4, entraînant une oxydation rapide. À ces différents régimes (normal, incidentel et accidentel) sont associés, pour l'analyse déterministe de sûreté, des critères techniques d'acceptation (voir le paragraphe 8.4.7).

797. Dans ce cadre, ne sont maintenus en réacteur que des crayons dont l'épaisseur de la couche d'oxyde des gaines est inférieure à 108 μm .

d'assemblages combustibles comportant des gaines (voire d'autres éléments de structure) fabriqués avec ces nouveaux matériaux a été effectué (et autorisé) par étapes successives, en commençant par quelques assemblages dits précurseurs⁷⁹⁸. Le déploiement de ces nouveaux produits combustibles repose sur le retour d'expérience français et international, sur les résultats des programmes de surveillance en réacteurs – surveillance de l'évolution des caractéristiques dimensionnelles des assemblages et des crayons combustibles (allongement [ou grandissement], jeux entre les crayons et fléchissement des crayons, épaisseurs d'oxyde des gaines...) en fonction de la combustion massique – ainsi que sur des résultats d'essais réalisés en laboratoire pour déterminer les caractéristiques mécaniques des matériaux de gainage dans les conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles (interaction pastille-gaine, perte de réfrigérant primaire, éjection d'une grappe de contrôle...).

Ainsi, Électricité de France a, dès la fin des années 1980, chargé dans ses réacteurs des assemblages combustibles fournis par Framatome comportant des crayons combustibles dont la gaine était fabriquée avec l'alliage dit Massif 5 (M5®) à l'état dit recristallisé⁷⁹⁹, comportant du niobium et d'autres additifs. Outre une meilleure résistance à la corrosion, l'alliage M5® se distingue aussi du Zircaloy-4 (qui, pour les gaines, est dans un état dit détendu⁸⁰⁰) par un allongement dimensionnel plus faible en réacteur⁸⁰¹. Plus précisément, l'introduction en réacteur de l'alliage M5® a débuté en France en 1988 avec le chargement de quelques crayons combustibles dans le cadre du programme de développement «X1 première phase»; il s'agissait alors d'une première version de l'alliage M5®. L'introduction de crayons combustibles à gainage M5® a ensuite été poursuivie entre 1990 et 1996 dans le cadre de quatre programmes expérimentaux de «réqualification» visant à tester différentes nuances d'alliage.

La qualification des gaines en alliage M5® n'est intervenue qu'en 1999, avec l'introduction d'une première recharge complète d'assemblages dont les crayons combustibles étaient gainés avec cet alliage, dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine. Toutefois, les éléments de structure de ces assemblages combustibles (tubes-guides, plaquettes des grilles de maintien...) étaient encore réalisés en Zircaloy-4 (à l'état recristallisé). Ce n'est qu'en 2004 qu'est intervenu le premier chargement d'assemblages combustibles «tout M5» dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine. Des recharges d'assemblages «tout M5» ont ensuite été mises en œuvre en gestion de combustible ALCADÉ pour les réacteurs de 1 450 MWe en 2007, puis en 2015 pour ceux de 1 300 MWe. Les réacteurs de 900 MWe sont chargés d'assemblages de combustible UO₂ fournis par Westinghouse ou Framatome, ainsi que d'assemblages de combustible MOX fournis par Framatome,

798. Généralement au nombre de quatre.

799. Matériau dont la microstructure est obtenue à l'issue d'un traitement (thermique) de recristallisation qui permet d'augmenter la taille des grains (grains équiaxes).

800. C'est-à-dire qui a fait l'objet d'un détensionnement thermique pour réduire les contraintes internes.

801. Pour les combustions massiques maximales autorisées, les allongements des crayons constatés après utilisation en réacteurs sont de quelques cm pour le Zircaloy-4 et de quelques mm pour le M5®.

les assemblages de conception Framatome comprenant des gaines en alliage M5® et des éléments de structure en alliage Zircaloy-4.

Entre 2001 et 2008, une trentaine de crayons combustibles avec des gaines en alliage M5® ont perdu leur étanchéité pendant l'irradiation en réacteur. Dès les premières constatations de pertes d'étanchéité de gaines en alliage M5®, qui ont concerné le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine en 2001, les organismes de sûreté ont considéré qu'une extension au parc électronucléaire de l'utilisation d'assemblages combustibles utilisant l'alliage M5® était prématurée. De 2003 à 2006, Électricité de France a engagé une série d'investigations en usine, d'essais et d'expertises approfondies afin de déterminer les causes des pertes d'étanchéité des gaines en alliage M5® et de définir des dispositions correctives appropriées⁸⁰².

Depuis, au vu du retour d'expérience favorable, la généralisation de l'utilisation de l'alliage M5® a été autorisée pour l'ensemble du parc électronucléaire français.

En France, souhaitant diversifier ses fournisseurs, Électricité de France a chargé dans les réacteurs du parc électronucléaire des assemblages combustibles fournis par Westinghouse, qui bénéficiaient déjà d'améliorations et notamment de nouveaux alliages tels que celui dénommé Zirlo™ pour limiter la corrosion des gaines.

Le chargement de quelques assemblages combustibles fournis par Westinghouse dans les réacteurs français a commencé en 1993. En 1995, des assemblages combustibles de « préqualification » comportant du Zirlo™ (pour les gaines, les plaquettes des grilles et les tubes-guides des grappes absorbantes) ont été chargés dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Belleville-sur-Loire, puis en 2003 dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel. Ce matériau bénéficiait alors d'un important retour d'expérience de son utilisation aux États-Unis, en Suède et en Espagne, qui montrait un meilleur comportement en réacteur par rapport au Zircaloy-4 en termes de sensibilité à la corrosion et d'allongement dimensionnel du gainage. L'Autorité de sûreté nucléaire a ensuite autorisé la généralisation de l'utilisation de l'alliage Zirlo™ dans les réacteurs de 1300 MWe en 2006 puis, en 2007, dans les réacteurs de 900 MWe (hors Fessenheim et Bugey).

D'autres nuances de ce matériau ont cependant été testées, comme :

- le Low Tin Zirlo™ (« bas étain »),
- l'Optimized Zirlo™ qui est aussi une nuance « bas étain », avec ou sans *liner*⁸⁰³ interne dans les gaines (un effet protecteur est attendu de ce *liner* à l'égard de l'amorçage de fissures par la corrosion sous contraintes par les produits de fission, sa ductilité permettant aussi une meilleure accommodation des contraintes induites par le gonflement des pastilles au cours d'un transitoire de puissance),

802. Ce sujet est développé dans le rapport public « Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2008 », rapport DSR n° 316.

803. Aux États-Unis, des crayons avec *liner* interne ont été chargés dans des réacteurs à partir de 1986.

- les alliages dits AXIOM (quatre variantes du gainage Optimized Zirlo devant présenter une meilleure résistance à la corrosion).

Ainsi, Électricité de France a chargé en 2003 quelques assemblages combustibles utilisant l'Optimized Zirlo™ et les quatre variantes AXIOM dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cruas-Meysses ainsi que dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel (seul le gainage Optimized Zirlo™ étant testé dans ce dernier réacteur). L'Autorité de sûreté nucléaire a ensuite autorisé l'irradiation de recharges d'assemblages combustibles contenant des crayons à gainage Optimized Zirlo™ dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Belleville en 2009, puis dans le réacteur n° 1 de cette même centrale en 2012 et en 2014. En 2018, l'autorisation de l'utilisation de l'alliage Optimized Zirlo™ a été généralisée pour les réacteurs de 1 300 MWe.

La proportion de gaines en alliages de type Zirlo™ dans les réacteurs des différents paliers du parc électronucléaire français est aujourd'hui importante, Électricité de France ayant pour stratégie de diversifier son approvisionnement en combustible; en 2018, seuls les réacteurs du palier N4 et les réacteurs de 900 MWe du groupe CPO (Fessenheim et Bugey) restent exclusivement chargés d'assemblages fournis par Framatome.

À ce jour et d'une manière générale (combustibles Framatome et Westinghouse), la principale cause de perte d'étanchéité des gaines est liée à la présence de corps migrants dans le circuit primaire. Le retour d'expérience acquis entre 2005 et 2015 montre que, en France, le nombre de crayons simultanément inétanches pour un palier de réacteurs (900 MWe, 1 300 MWe...) est au plus de 20 crayons et que, dans un réacteur, ce nombre n'excède pas cinq; ce nombre de cinq est une hypothèse retenue dans la démonstration de sûreté, en particulier dans les études d'éjection de grappe de contrôle (notamment pour la surpression appliquée à la cuve).

Ce qui précède illustre le fait qu'il convient d'adopter une approche prudente pour toute modification de conception ou de fabrication des assemblages combustibles, en prévoyant des étapes progressives permettant de disposer d'un retour d'expérience suffisant et pertinent avant de procéder à toute nouvelle étape.

Enfin, il peut être noté que les concepteurs Framatome et Westinghouse développent, parmi d'autres fabricants dans le monde, des matériaux de gainage des crayons combustibles susceptibles d'avoir un meilleur comportement à hautes températures lors de transitoires accidentels, notamment en termes de risques de fusion de combustible et de rupture de gaine, limitant *in fine* la dissémination de substances radioactives. Sous l'impulsion des États-Unis (DOE) et à la suite de propositions faites en 2015 par l'association NUGENIA⁸⁰⁴, l'OCDE a retenu en 2017 cet objectif comme l'une des opportunités de recherches et d'innovations dans le domaine nucléaire à l'horizon 2050 (Nuclear Innovation 2050). Framatome et les fabricants américains⁸⁰⁵ ont engagé des travaux de recherche avec le département de l'énergie (DOE) des États-Unis sur le développement de combustibles et de gainages plus « tolérants » en cas

804. Cette association est présentée aux paragraphes 3.1.8 et 39.2.2.

805. Le CEA et Électricité de France travaillent également sur ce sujet.

d'accident dans un cœur de réacteur à eau légère (*Advanced Technology Fuel – ATF, Enhanced Accident Tolerant Fuel – EATF*).

Framatome étudie par exemple pour le gainage un revêtement de chrome pour les gaines en alliage M5® et pour le combustible l'ajout d'oxyde de chrome dans la matrice du combustible.

L'objectif visé est de réduire :

- les dégagements de gaz de fission hors de la matrice du combustible lors du fonctionnement normal et des transitoires accidentels,
- le ballonnement des gaines et donc le risque de rupture de gaine lors de transitoires accidentels,
- l'oxydation à hautes températures du matériau de gainage et donc la production d'hydrogène.

Des irradiations exploratoires ont été prévues à partir de 2019 dans un réacteur de puissance américain (réacteur n° 2 de la centrale de Vogtle dans l'État de Géorgie) et d'autres sont envisagées en France.

De son côté, Westinghouse⁸⁰⁶ développe un nouveau combustible, dénommé EnCore™ : plusieurs options sont explorées, telles que l'utilisation de combustible « silicure »⁸⁰⁷ (U_3Si_2), qui permet, du fait de sa meilleure conductivité thermique que celle du combustible de type oxyde, d'abaisser les températures dans le combustible, ou encore l'utilisation de carbure de silicium (SiC) comme matériau de gainage. Des irradiations exploratoires ont été prévues à partir de 2019 dans un réacteur de puissance américain (réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Byron dans l'État de l'Illinois).

28.3. Anomalies ou événements significatifs ayant concerné des assemblages combustibles

Diverses anomalies ont affecté des assemblages et des crayons combustibles depuis le démarrage des premières tranches de réacteurs à eau sous pression, qui bien sûr ont entraîné des surveillances renforcées, le déchargement du cœur d'éléments défectueux, des contrôles spécifiques, la mise en place de dispositions visant à y remédier (évolutions de conception...).

Quatre types d'anomalies rencontrées, parmi les plus significatives, sont développées ci-après (d'autres anomalies observées peuvent être citées, telles que la dégradation [usure] de gaines par des corps migrants⁸⁰⁸ qui se coincent dans les grilles et

806. Framatome travaille également sur ce sujet en collaboration avec le CEA.

807. Combustible déjà largement utilisé pour les réacteurs de recherche.

808. L'introduction, à partir de 1994, de dispositifs antidébris en pied d'assemblages a permis de réduire l'ampleur du problème.

vibrent sous l'effet de la circulation du fluide primaire, des ruptures de vis de ressorts de maintien des assemblages⁸⁰⁹).

28.3.1. Phénomène de « jets de baffles »

Comme cela a été indiqué au chapitre précédent (paragraphe 27.1.1), une dégradation de crayons combustibles situés à la périphérie du cœur a été observée à partir de 1981 dans les premiers réacteurs du parc électronucléaire français (principalement ceux de la centrale nucléaire du Bugey); l'origine de ces dégradations a été attribuée à des vibrations des crayons sous l'effet de débits transverses d'eau rendus possibles par la dégradation de vis des structures de cloisonnement à la périphérie du cœur. Ce type d'anomalie a été observé aussi bien en France qu'à l'étranger, notamment aux États-Unis; en France, une vingtaine d'assemblages comportant des crayons combustibles inétanches du fait de « jets de baffles » ont été recensés.

Dans un premier temps, des assemblages comportant des crayons inertes en acier inoxydable aux endroits jugés les plus exposés ont été chargés à la périphérie des cœurs, mais, à la suite d'une nouvelle dégradation en 1987 du cloisonnement du cœur du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Bugey, la modification essentielle a consisté (solution également adoptée aux États-Unis) à inverser le sens d'écoulement de l'eau entre le cloisonnement et l'enveloppe du cœur (conversion dite *up flow*) – modification qui a été précisée au paragraphe 27.1.1.

28.3.2. Phénomène de fretting

À la suite de pertes d'étanchéité de gaines constatées par l'évolution de la radioactivité du fluide primaire du réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cattenom (événement significatif déclaré en 2000⁸¹⁰) et d'autres survenues dans des réacteurs de 1300 MWe⁸¹¹, Électricité de France a mené des études pour identifier la cause de ces défaillances qui ont, pour le seul réacteur n° 3 de la centrale de Cattenom, concerné 92 crayons. Les crayons non étanches appartenaient en quasi-totalité à des assemblages qui venaient de subir un troisième cycle d'irradiation en gestion GEMMES, avec une combustion massive moyenne des assemblages d'environ 49 GW/t. Une relaxation sous irradiation des ressorts (en alliage dénommé Inconel 718) de la grille inférieure de certains assemblages (assemblages dénommés AFA 2GL et AFA 3GL, du concepteur

809. L'ouvrage « La maintenance des centrales nucléaires » de Jean-Pierre Hutin, EDF/Lavoisier Tec&Doc, 2016, évoque un certain nombre d'anomalies concernant les assemblages combustibles dans son paragraphe 9.2. Le lecteur pourra également consulter l'article « Comportement du combustible des réacteurs à eau sous pression en situation de perte d'étanchéité », D. Parrat, monographie du CEA sur le combustible nucléaire.

810. Compte tenu de l'évolution des indicateurs de surveillance de la radioactivité du fluide primaire, Électricité de France a déclaré la tranche en « ruptures de gaines sérieuses » au mois de septembre 2000; la tranche a été exploitée jusqu'au terme du cycle de fonctionnement en cours à la fin du mois de février 2001.

811. Des pertes d'étanchéité de gaines, du même type, ont aussi été observées dans les réacteurs Penly 2, Cattenom 2 et Golfech 1.

Framatome) a été mise en évidence ; elle conduisait à un phénomène d'usure vibratoire puis au percement de gaines. Ce phénomène, dénommé *fretting* par Électricité de France, s'est révélé être un problème générique pour les réacteurs de 1300 MWe (dont les assemblages sont plus longs d'environ 60 cm que ceux des réacteurs de 900 MWe) – le même phénomène touchait également des assemblages des réacteurs américains⁸¹². Il montrait que la conception des assemblages n'était pas compatible avec l'augmentation de la combustion massive du combustible visée dans la gestion GEMMES.

Les assemblages combustibles inétanches étaient localisés dans une couronne intermédiaire du cœur où les débits transverses sont les plus importants au niveau de la partie inférieure des assemblages. Électricité de France a déterminé un mécanisme permettant d'expliquer les dommages observés. Les phénomènes mis en jeu en matière d'usure de crayons combustibles sont de plusieurs types :

- le maintien des crayons dans les cellules des grilles,
- l'évolution des caractéristiques mécaniques des grilles sous irradiation,
- les écoulements transverses et la réponse vibratoire des crayons sous l'effet de ces écoulements.

Électricité de France a considéré que les défauts constatés pouvaient résulter du dépassement d'un seuil critique conduisant à une accélération du phénomène d'usure par *fretting*, ce seuil dépendant, d'une part des efforts vibratoires d'origine thermo-hydraulique, d'autre part de la perte du serrage des crayons dans les cellules des grilles sous l'effet de l'irradiation (perte quasi complète en fin d'irradiation).

La solution apportée par le concepteur a consisté à ajouter une grille supplémentaire au-dessus de la grille inférieure des assemblages combustibles de façon à renforcer le maintien des crayons combustibles en partie basse des assemblages, tout en assurant la compatibilité avec les autres assemblages combustibles présents dans le cœur, notamment en termes de perte de charge et de maintien axial. Les assemblages combustibles modifiés, dénommés AFA 3GLr, sont munis de ressorts de grilles

812. Le lecteur pourra consulter par exemple l'article de R. Yang, B. Cheng, J. Deshon, K. Edsinger & O. Ozer (EPRI, 2006), intitulé « Fuel R & D to Improve Fuel Reliability », *Journal of Nuclear Science and Technology*, 43:9, 951-959. De la fin des années 1970 jusqu'à la fin des années 1980, les exploitants américains (de BWR et de PWR) ont été confrontés à un état préoccupant de leurs combustibles. Le pourcentage d'assemblages inétanches pouvait atteindre une fraction significative des cœurs. Dans les années 1990, si la situation était globalement plus satisfaisante, des défauts étaient encore rencontrés, dus en grande partie au phénomène de *fretting* ou à des débris, mais aussi à des dépôts ou des corrosions jugés responsables d'anomalies d'*axial-offset*. En 1998, l'EPRI lança un vaste programme, initialement dénommé *Robust Fuel Program* puis *Fuel Reliability Program*, visant à améliorer la situation en termes notamment d'exploitation (moyens permettant de mieux déterminer l'origine des défauts de gainage, moyens de nettoyage ultrasonore des crayons, optimisation de la chimie de l'eau du circuit primaire...). Parallèlement, les fabricants poursuivaient l'amélioration de leurs combustibles (nouveaux alliages de gaines, *P-grid*...). Pour ce qui concerne plus spécifiquement le combustible fabriqués par Westinghouse (assemblages RFA), le lecteur pourra aussi consulter l'article intitulé « Westinghouse 17 x 17 RFA Fuel Performance » (Westinghouse/ENUSA), congrès TopFuel, 2018.

de largeur réduite (du type dénommé PRELUDE), dans le but de compenser l'augmentation de la perte de charge de l'assemblage résultant de l'ajout d'une grille. Une première recharge comportant des assemblages combustibles AFA 3GLr a été introduite en 2002 dans le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cattenom, avec une surveillance accrue de l'activité du fluide primaire. Il en a été ensuite de même pour les réacteurs de 1300 MWe jugés les plus sensibles : Cattenom 1, 2 et 3, Flamanville 2, Golfech 1, Paluel 1 et Penly 1.

Dans un premier temps, les organismes de sûreté ont estimé que, si l'ajout d'une grille dans la partie basse des assemblages combustibles était de nature à apporter une amélioration qualitative en réduisant le risque d'usure vibratoire des gaines, des incertitudes demeuraient sur le comportement des nouveaux assemblages en réacteur⁸¹³, ce qui ne permettait pas d'envisager, contrairement à la proposition de l'exploitant, un déploiement de cette amélioration à l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe, notamment dans le cadre de la gestion GEMMES ; l'introduction d'assemblages AFA 3GLr a été autorisée à partir de 2002 dans quelques réacteurs, puis elle a été généralisée à l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe lorsqu'un retour d'expérience satisfaisant a été acquis.

Concernant les réacteurs de 900 MWe, Électricité de France a estimé que le risque d'usure vibratoire était moindre. En effet, bien que l'étage inférieur d'un assemblage de réacteur de 900 MWe soit plus sensible aux excitations dues au fluide (dans la mesure où la fréquence propre d'un crayon combustible de réacteur de 900 MWe est plus faible que celle des crayons des réacteurs de 1300 MWe⁸¹⁴), les écoulements dans les réacteurs de 900 MWe sont moins importants que dans ceux de 1300 MWe (vitesse axiale plus faible de 10 % et vitesse transverse plus faible de 30 à 40 %). Les organismes de sûreté ont toutefois considéré qu'il était difficile d'exclure tout phénomène d'usure par *fretting* dans les réacteurs de 900 MWe, cela d'autant plus que la gestion CYCLADES (mise en œuvre pour les réacteurs de Fessenheim et du Bugey) conduisait alors une combustion massique maximale plus élevée que pour les réacteurs de 1300 MWe ; toutefois, le retour d'expérience n'a pas fait état de pertes d'étanchéité de gaines par phénomène de *fretting* dans les réacteurs de 900 MWe.

Des usures et des percements de gaines par *fretting* ont également été constatés sur des assemblages combustibles fournis par Westinghouse irradiés dans les réacteurs de 1300 MWe du parc électronucléaire français. Afin de remédier à ces problèmes d'usure, Électricité de France a chargé progressivement dans les réacteurs (y compris ceux de 900 MWe pour les assemblages combustibles utilisant l'alliage

813. Électricité de France a fait procéder à des essais de 1000 heures dans une boucle (dite HERMES-P, dans des conditions de température, de pression et de débits représentatives de celles qui existent dans un réacteur en fonctionnement normal) d'assemblages AFA-2GL et AFA-3GLr dont certains des ressorts de grilles avaient été préalablement déformés plastiquement pour simuler leur relaxation sous irradiation. Il en a toutefois conclu que l'interprétation comparative des résultats d'usure pour les deux types d'assemblages combustibles était délicate, sans que la nouvelle conception ne montre d'effets négatifs.

814. La grille inférieure des assemblages combustibles des réacteurs de 900 MWe étant située à une altitude plus élevée que celle des assemblages combustibles des réacteurs de 1300 MWe.

Zirlo™) des assemblages fournis par Westinghouse munis d'une grille supplémentaire en pied d'assemblage pour limiter le risque d'usure vibratoire des gaines (dénommée *P-grid*).

Un grand nombre d'assemblages combustibles du parc électronucléaire disposent donc dorénavant d'une grille supplémentaire en pied d'assemblage.

Enfin, il convient de noter que les spécifications radiochimiques en vigueur pour le fluide primaire ne permettraient plus le fonctionnement d'un réacteur du parc électronucléaire avec un taux de pertes d'étanchéité de gaines tel que celui qui a été atteint en 2000 dans le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Cattenom.

28.3.3. Événements survenus lors d'opérations de manutention

Des difficultés peuvent survenir lors d'opérations de manutention d'assemblages combustibles (chargement d'assemblages dans le cœur ou leur déchargement); elles méritent une attention particulière, car elles sont susceptibles d'entraîner des endommagements d'assemblages, en particulier la dégradation de grilles de maintien des crayons combustibles par arrachement de morceaux de plaquettes de grilles⁸¹⁵, qui peuvent devenir des corps migrants.

L'événement survenu au mois de septembre 2008 dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Tricastin est évoqué ci-après⁸¹⁶.

Au cours de la levée des équipements internes supérieurs (EIS) de la cuve d'un réacteur à eau sous pression lors d'un arrêt, une inspection télévisuelle sous la face inférieure des EIS est réalisée, avant leur levée complète, pour vérifier l'absence d'accrochage de grappes de contrôle ou d'assemblages combustibles à ces équipements.

Le 8 septembre 2008, lors de l'arrêt du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Tricastin, les images de l'inspection télévisuelle ont montré que deux assemblages combustibles situés à la périphérie du cœur (positions B08 et C08) étaient restés accrochés aux EIS (voir la figure 28.4). Le risque encouru dans cet état était le décrochage et la chute de l'un ou des deux assemblages dans le cœur, un tel événement pouvant entraîner des ruptures de gaines avec dissémination de produits de fission dans l'eau de la piscine du réacteur puis dans l'atmosphère du bâtiment du réacteur.

815. Les grilles, qui assurent l'espacement régulier des crayons entre eux tout au long de la vie de l'assemblage combustible, sont constituées de plaquettes sur lesquelles sont rapportés des ressorts-épingles.

816. Voir « Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2008 », rapport DSR n° 316, ainsi que le « Rapport de l'Inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection – 2008 », de P. Wiroth (EDF), au paragraphe 19.1. Il est à noter que deux autres accrochages d'assemblages au niveau des équipements internes supérieurs ont été observés en août 2009 dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, en novembre 2009 et février 2019 dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Tricastin.

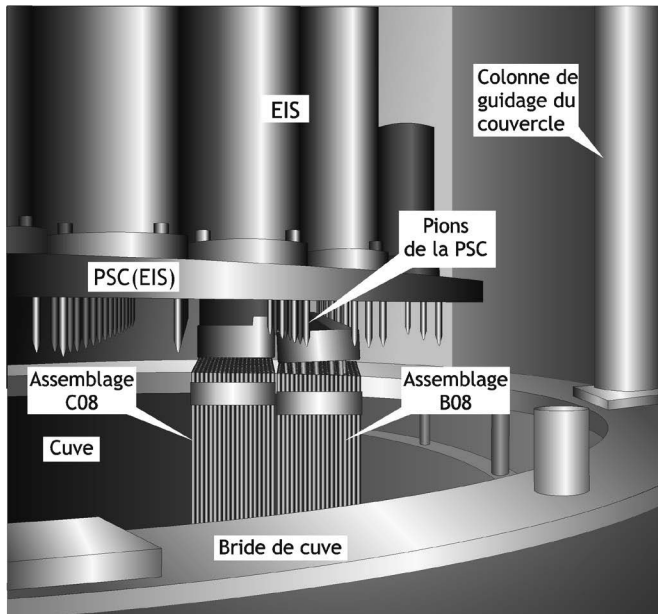


Figure 28.4. Représentation schématique des deux assemblages combustibles restés accrochés aux équipements internes supérieurs (PSC désigne la plaque supérieure du cœur). IRSN.

Les deux assemblages concernés étaient extraits aux trois quarts de la hauteur du cœur.

L'exploitant a immédiatement décidé l'évacuation du bâtiment du réacteur. Pour éviter la chute de l'un ou des deux assemblages combustibles, il a ensuite décidé de les sécuriser dans leur position en les maintenant par leur embout grâce à un outil spécifique. Une fois les assemblages sécurisés, un vérin fixé sur cet outil a permis de désolidariser leurs embouts des EIS. Par la suite, les EIS ont été levés et posés sur leur stand. Enfin, le 27 octobre 2008, les assemblages incriminés ont été sortis du cœur du réacteur et transférés dans le bâtiment du combustible.

Les investigations menées ont permis de détecter la présence, sur la plaque inférieure du cœur (PIC), de plusieurs billes (d'un diamètre de 4,7 mm) qui n'avaient pas été détectées lors des arrêts précédents (en 2006 et 2007), du fait notamment de la turbidité de l'eau et d'un éclairage insuffisant. Ces billes provenaient de la cage de roulements à billes endommagée d'un outillage d'aide au chargement utilisé lors des arrêts des réacteurs de 900 MWe. Sur cette base, Électricité de France a établi le scénario suivant pour l'événement du 8 septembre 2008 : en 2007, quelques billes provenant de la cage endommagée se seraient retrouvées sous le pied des assemblages combustibles, en positions A08 et B08. Elles auraient provoqué des jeux importants (entre 12 mm et 15 mm) entre les assemblages combustibles. Au moment de la repose des EIS, plusieurs pions de centrage de la plaque supérieure du cœur (PSC) n'étant plus parfaitement alignés avec les alésages (appelés aussi trous S) de l'embout supérieur

des assemblages situés en positions B08 et en C08, les efforts générés par les frottements auraient entraîné des arrachements de matière au bord des alésages. Les pions pénétrant dans les trous S avec ce surplus de matière se seraient grippés.

D'autres accrochages d'assemblages combustibles au niveau des EIS sont survenus en 2009 dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire du Tricastin et dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. L'analyse et le traitement de ces événements de 2008 et 2009 ont conduit Électricité de France à formaliser, pour l'ensemble des réacteurs du parc électronucléaire, les procédures à suivre en cas d'accrochage d'assemblages combustibles lors de la levée des EIS (sécurisation du ou des assemblages concernés, désolidarisation des EIS et transfert des assemblages concernés dans le bâtiment du combustible). Par ailleurs, l'état des trous S, les jeux entre les assemblages combustibles après un rechargement de l'ensemble des assemblages et la détermination de la position absolue des assemblages dans le cœur font dorénavant l'objet d'examens visuels systématiques et approfondis pour prévenir ce type d'événement.

28.3.4. Déformations latérales d'assemblages combustibles affectant la chute des grappes absorbantes

Les assemblages combustibles se déforment latéralement⁸¹⁷ pendant leur irradiation en réacteur, sous les effets conjugués des efforts hydrauliques exercés par l'eau circulant dans le cœur du réacteur, des efforts mécaniques appliqués par la plaque supérieure du cœur sur l'embout supérieur pour les maintenir en position, de l'irradiation et de la température (évolution des caractéristiques mécaniques). La conception des assemblages combustibles, notamment l'épaisseur et le matériau des tubes-guides (qui influent sur la rigidité de l'assemblage), ainsi que leur position dans le cœur jouent un rôle déterminant dans les déformations. Observables lors des mesures réalisées sur les assemblages après leur déchargement du cœur, ces déformations ne sont pas connues lorsque la cuve du réacteur est fermée. Toutefois, des déformations importantes peuvent entraîner un ralentissement de la chute des grappes absorbantes, voire empêcher leur chute complète, alors que le temps de chute de ces grappes et leur insertion complète sont des hypothèses importantes des études de sûreté. C'est pourquoi l'exploitant réalise périodiquement des mesures du temps de chute des grappes en réacteur pour vérifier le respect de ces hypothèses, conformément aux règles générales d'exploitation.

Les déformations latérales d'assemblages combustibles peuvent également entraîner des difficultés d'exploitation, lors des opérations de déchargement des cœurs.

Le retour d'expérience montre que les assemblages combustibles peuvent présenter différents types de déformations latérales (voir la figure 28.5). La situation s'est améliorée dans les années 2000 après la mise en place de dispositions d'exploitation préventives et l'utilisation d'assemblages plus rigides. Toutefois, de nouvelles difficultés liées à des déformations latérales excessives d'assemblages combustibles ont

817. En forme de C (banane), de S ou encore de W (double S).

été observées dans les années 2010, les réacteurs affectés étant les réacteurs n° 2 des centrales nucléaires Chooz B (réacteur du palier N4, gestion ALCADÉ) et de Nogent-sur-Seine (réacteur de 1300 MWe, gestion GALICE).

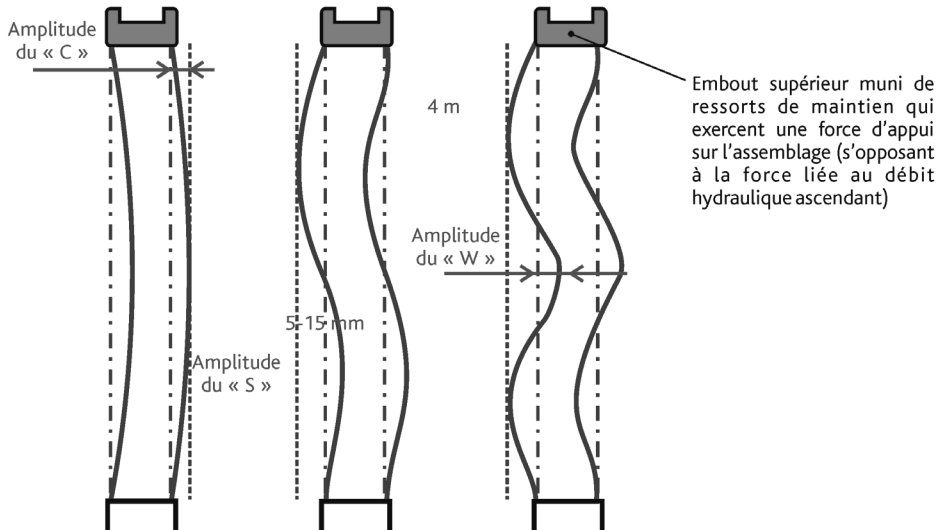


Figure 28.5. Illustration du phénomène de déformation latérale des assemblages avec mention de l'ordre de grandeur des amplitudes des déformations mesurées « hors cœur ». IRSN (source EDF).

Les déformations latérales particulièrement préoccupantes d'assemblages combustibles constatées à l'issue du 18^e cycle de fonctionnement du réacteur Nogent 2 et les dispositions qui ont été prises en conséquence par Électricité de France sont précisées ci-après⁸¹⁸.

La situation particulière de ce réacteur est liée à la mise en œuvre de la gestion GALICE, caractérisée notamment par un nombre d'assemblages neufs introduits dans chaque recharge plus faible que pour la gestion GEMMES mise en œuvre dans tous les autres réacteurs de 1300 MWe. La conséquence des difficultés rencontrées est qu'Électricité de France a, en définitive, renoncé à poursuivre la mise en œuvre de la gestion GALICE (cette gestion avait été mise en œuvre uniquement dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine). De plus, dès 2013, Électricité de France a décidé d'introduire dans le réacteur n° 2 de cette centrale, pour son 20^e cycle, des recharges d'assemblages neufs équipés de nouveaux tubes-guides (tubes-guides fabriqués avec un nouveau matériau, caractérisé par un moindre fluage sous irradiation) en vue de réduire les déformations latérales (leur utilisation avait précédemment été autorisée en 2012 pour le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Chooz B).

818. Voir « Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2013 » (rapport public IRSN DG 2014-00001), et « La sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2015 – Le point de vue de l'IRSN » (rapport public IRSN DG 2016-00004).

Ces dispositions ont été jugées satisfaisantes par les organismes de sûreté, sous réserve néanmoins d'un suivi renforcé des temps de chute des grappes absorbantes, avec la réalisation d'essais complémentaires en milieu de cycle. En 2014, la réalisation de ces essais au cours du 19^e cycle de fonctionnement du réacteur a mis en évidence une dégradation des temps de chute mesurés, obligeant l'exploitant à procéder à des essais mensuels pour vérifier que le phénomène de déformation des assemblages combustibles ne remettait pas en cause la disponibilité de l'arrêt automatique du réacteur. Du fait des augmentations notables des temps de chute de certaines grappes au cours du cycle et de l'insertion incomplète de cinq grappes de contrôle, Électricité de France a finalement décidé d'arrêter le réacteur trois mois avant la date d'arrêt prévue et de décharger le cœur.

Au cours du 20^e cycle de fonctionnement de Nogent 2, la surveillance renforcée des assemblages combustibles a de nouveau conduit à constater une insertion incomplète d'une grappe de contrôle. Cet événement est survenu en mars 2015 alors que l'arrêt du réacteur pour rechargement du combustible n'était programmé qu'au mois de septembre de la même année. Électricité de France a décidé de procéder à un arrêt du réacteur en cours de cycle, à un déchargement de deux assemblages combustibles dont les grappes de contrôle avaient un temps de chute anormal et à leur « réparation » afin de prévenir de nouvelles anomalies de temps de chute des grappes durant la seconde partie de ce 20^e cycle.

Avant l'extraction de ces deux assemblages très déformés, l'exploitant a dû décharger deux assemblages voisins afin de faciliter le retrait des deux assemblages incriminés. Cette procédure a permis de limiter les opérations de manutention d'assemblages combustibles (qui comportent toujours des risques d'endommagement de grilles), le reste du cœur restant en place. L'exploitant a ensuite réalisé une opération inédite de « resquelettage » des assemblages, qui consiste à transférer les 264 crayons combustibles d'un assemblage déformé dans une structure d'assemblage neuve, ne présentant pas de déformation. Cette opération a été réalisée dans la piscine d'entreposage du combustible à l'aide d'un outillage spécifique, dénommé STAR (voir la figure 28.6). Les assemblages combustibles « réparés » ont ensuite été chargés dans le cœur du réacteur dans leurs positions initiales. Cette opération, autorisée par l'Autorité de sûreté nucléaire après expertise de l'IRSN, a duré quelques jours.

L'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à Électricité de France de réaliser des essais réguliers de temps de chute de grappes, au maximum tous les 60 jours, afin de vérifier le respect des valeurs limites fixées et l'absence de blocage de grappes jusqu'à la fin du 20^e cycle. Aucun dépassement des valeurs limites et aucun blocage de grappe ne sont survenus durant la seconde partie du 20^e cycle lors des quatre essais de temps de chute réalisés après le rechargement des deux assemblages « réparés » (la gestion GALICE a ensuite été abandonnée pour un retour à la gestion GEMMES).

De façon générale, les déformations latérales des assemblages combustibles résultent de causes complexes qui restent mal appréhendées, en France comme à l'étranger, en particulier du fait qu'aucune mesure de déformation n'est possible dans



Figure 28.6. Vue du dispositif de « resqueletage » STAR dans la piscine du bâtiment du combustible. EDF.

une cuve de réacteur, de surcroît lorsque celui-ci est en fonctionnement. Les déformations des assemblages sont surveillées par Électricité de France pour des réacteurs témoins, où les déformations prévisibles sont *a priori* les plus élevées. Cette surveillance est effectuée à l'aide du dispositif DAMAC évoqué au paragraphe 28.1.2, après le déchargement des assemblages combustibles, lors de leur transfert dans la piscine du bâtiment du combustible. Même en l'absence de déformations importantes nécessitant des mesures correctives, tous les cœurs présentent des déformations qui peuvent avoir différentes conséquences. Ces déformations induisent une variabilité de l'épaisseur des lames d'eau qui existent entre les assemblages combustibles, dont les impacts neutronique, thermohydraulique et mécanique doivent être pris en compte dans la démonstration de sûreté, ce que l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé à Électricité de France d'étudier, notamment en 2015 dans la perspective des réexamens périodiques associés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe. Une méthode a été mise au point en 2017 par Électricité de France pour estimer, à l'aide des mesures disponibles des déformations latérales des assemblages effectuées pendant leur déchargement et d'un modèle de simulation, la distribution des lames d'eau dans un cœur, puis en évaluer les impacts en termes de neutronique, de thermohydraulique et de mécanique.

