

ÉTUDE

IRREGULARITÉS ET ANOMALIES RELATIVES AUX COMPOSANTS FORGÉS DE CREUSOT FORGE

Client : **GREENPEACE FRANCE**

Réf No **R3233-R1**

LARGEASSOCIATES
INGÉNIEURS CONSEILS, LONDRES

À un stade très avancé de la rédaction de la présente étude, l'ASN a publié une Note d'information [14] sur les réacteurs nucléaires en fonctionnement comportant des équipements affectés par des irrégularités. Dans le même temps, l'ASN a fourni trois documents demandés par le cabinet LargeAssociates concernant l'avancement de l'EPR de Flamanville 3 : i) une lettre de l'ASN de 2012 [15] et deux documents techniques se rapportant ii) au dimensionnement [5] et iii) à la justification de la deuxième série d'essais et d'analyses effectués par AREVA [16]. Lorsque cela était possible et dans des délais très serrés, ces informations tardives ont été prises en compte dans la présente étude. Toutefois, les données du Tableau 6 n'ont pas été mises à jour.

1 ^{re} Version	N° Rev	Approuvé	Date version actuelle
05 06 2016	R3233-R1		26 SEPTEMBRE 2016

IRRÉGULARITÉS ET ANOMALIES RELATIVES AUX COMPOSANTS FORGÉS DE CREUSOT FORGE

RÉSUMÉ

Fin 2014, AREVA a informé l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) des résultats des essais de matériaux effectués sur un composant fabriqué à Creusot Forge. Ces essais ont été réalisés par AREVA dans le cadre de la *Qualification Technique* (QT), longtemps différée, des composants de l'EPR (European Pressurised Reactor) actuellement en cours de construction sur le site de Flamanville 3 (FA3). La pièce contrôlée était un équivalent surnuméraire de chacun des deux composants, les calottes du couvercle et du fond de cuve, qui avaient déjà été intégrés dans la cuve du réacteur de FA3 maintenant installée à l'intérieur de l'îlot nucléaire, sur le site du réacteur.

À la consternation générale, les résultats des essais ont révélé que les caractéristiques des matériaux, particulièrement la résilience ou la ténacité à la rupture, n'étaient pas conformes à la spécification de référence et, par ailleurs, qu'ils provenaient d'une augmentation faible mais néanmoins significative de la teneur en carbone dans une vaste zone de ségrégation majeure présente dans la plus grande partie de l'épaisseur de la calotte de cuve équivalente, un phénomène appelé « *anomalie de la teneur en carbone* ».

Dans les zones de ségrégation majeure présentant une teneur excessive en carbone, la ténacité ou la résistance de l'acier à la déchirure et à la fissuration est abaissée, ce qui rend les composants forgés vulnérables à une défaillance subite et catastrophique via une propagation des fissures et une rupture brutale : la ténacité à la rupture est une caractéristique particulièrement importante du matériau des composants non remplaçables du circuit primaire sous pression, pour lesquels une « *exclusion de rupture* » (c'est-à-dire l'exclusion d'une situation de défaillance grave) est une condition préalable absolue du référentiel et du dossier de sûreté. Appliqués à la cuve déjà installée dans le réacteur FA3, les résultats des essais faisaient apparaître un degré de gravité et des conséquences potentielles telles que l'ASN a exigé qu'AREVA i) entreprenne un programme supplémentaire d'essais et d'analyses évaluant le risque et l'acceptabilité de la cuve de FA3 pour une production nucléaire et ii) révise les pratiques d'assurance qualité à l'usine de fabrication des composants de FA3, Creusot Forge.

i) Nouveau programme d'essais et d'analyses d'AREVA portant sur l'anomalie de la teneur en carbone : Cette non-conformité par rapport à la spécification de référence de la cuve du réacteur FA3, un composant critique pour la sûreté nucléaire, va avoir pour conséquence immédiate de paralyser l'analyse et la communication de ce programme d'essais jusqu'à mi-2017 au moins, et très probablement de retarder la date de livraison finale du réacteur FA3. Si la non-conformité des propriétés des matériaux de la cuve de FA3 est inacceptable pour garantir à l'avenir un fonctionnement avec un niveau de sûreté tolérable, son remplacement dans l'enceinte de confinement pratiquement terminée de l'îlot nucléaire de la centrale de Flamanville pourrait entraîner plusieurs années supplémentaires de retard et nécessiter des millions d'euros pour appliquer des mesures correctives.

Dans la situation actuelle, la cuve du réacteur FA3 ne dispose pas d'un *certificat de conformité* délivré par l'ASN, ce qui veut dire que ce composant ne respecte pas la Directive européenne 97/23/CE sur les équipements sous pression / l'arrêté de décembre 2005 sur les Équipements sous pression nucléaires (ESPN) et qu'il ne respecte pas non plus la condition préalable de l'ASN de janvier 2008 stipulant que tous les nouveaux composants doivent obtenir un *certificat de conformité avant le démarrage de la production*. De plus, l'ASN n'a pas indiqué clairement

si elle avait reçu une demande d'AREVA pour l'évaluation du ou des procédés de fabrication en préparation d'un *certificat de conformité* rétroactif et si, dans l'affirmative, cette évaluation avait été repoussée par la récente décision de l'ASN (juin 2016) de réduire la priorité des investigations sur l'anomalie de la teneur en carbone à FA3.

Il est difficile de savoir si d'autres composants forgés livrés par AREVA pour le circuit primaire sous pression (c'est-à-dire le pressuriseur, les générateurs de vapeur, etc.) ne possèdent pas non plus de *certificats de conformité*, indépendamment du fait que ces composants proviennent du Creusot ou d'une forge à l'étranger, comme JCFC (Japanese Casting and Forging Company) et/ou JSW (Japan Steel Works).

ii) Revue d'AREVA sur les pratiques passées en matière d'assurance qualité – les irrégularités : Les résultats de la revue d'AREVA sur les pratiques passées au Creusot ont révélé que l'assurance qualité et la conformité des composants n'étaient pas satisfaisantes, particulièrement du fait que le procédé de fabrication pour le couvercle et le fond de la cuve de FA3 n'a jamais fait l'objet d'une qualification technique (QT) et n'a donc pas obtenu de *certificat de conformité*. Ils ont aussi montré que ces incertitudes concernaient des composants qui avaient été fabriqués dès 1965. L'ASN qualifie ces incertitudes d'« *irrégularités* ».

Les conséquences de ces *irrégularités* apparaissent maintenant petit à petit, remontent dans le temps jusqu'à 1965 et concernent environ 400 composants défectueux produits au Creusot. Les premières notifications datant d'avril 2016 portaient sur 50 composants défectueux installés sur des réacteurs en fonctionnement en France – d'autres étant très probablement installés sur des réacteurs à l'étranger. Fin septembre 2016, le nombre de composants défectueux susceptibles de mettre en péril la sûreté nucléaire française a été porté à 83. Après avoir contrôlé 23 d'entre eux, l'ASN a imposé un arrêt forcé à deux réacteurs afin de procéder à de plus amples vérifications. On ignore le statut des 60 autres pièces en attente de contrôle.

iii) Pièces forgées de générateurs de vapeur : Très récemment (juillet 2016), et de façon complètement distincte de la question des composants affectés par les *irrégularités*, des pièces forgées installées dans 18 réacteurs ont été identifiées comme suspectes et un autre réacteur (Fessenheim 2) est maintenu à l'arrêt en attendant que des investigations complémentaires soient réalisées. Il semble que certains de ces générateurs de vapeur à risque aient été fabriqués au Japon par JCFC et, peut-être, par JSW. Le problème de la fourniture de composants suspects s'étend au-delà de la seule forge du Creusot.

Les principales caractéristiques des trois catégories de composants à risque sont résumées ci-dessous :

	Catégorie définie par l'ASN	Cause indirecte	QT impliquée	Mode de défaillance potentiel	Forge de fabrication	Nb de réacteurs français impliqués	Réacteurs étrangers
i)	Anomalie carbone	Ségrégation majeure	OUI	Rupture brutale	Creusot	1 – Flamanville 3 – en construction	Peut-être 2 Taishan
ii)	Irrégularités	Pas encore définie	probablement	Non défini	Creusot	21 – col 3 Tableau 6	Assez probablement
iii)	Pièces forgées GV	Ségrégation majeure	OUI	Rupture brutale	Creusot + JCFC-JSW	18 + Fessenheim 2 – col 4 Tableau 6	Très probablement

(NB : Les irrégularités de la 3^e ligne n'ont pas été mises à jour. Voir note de bas de page n°15)

Cette Étude examine les implications et/ou les conséquences potentielles de chacune de ces trois catégories de composants à risque.

Livraison de Flamanville 3 : Il est clair que des composants de la cuve du réacteur FA3 ne sont pas conformes aux exigences du référentiel qui excluent une défaillance grave par rupture

brutale de la cuve du réacteur. Ce seul aspect suffit à établir que la cuve du réacteur FA3 ne respecte pas les exigences du référentiel et est donc inapte au service.

Le défaut maintenant reconnu dans les composants de FA3, manifeste puisque la teneur accrue en carbone de la zone de ségrégation majeure positive s'est formée pendant les phases de coulée-refroidissement des lingots au Creusot, a eu pour effet de réduire la ténacité du matériau et ainsi de porter la vulnérabilité des composants à risque jusqu'au niveau du mode de défaillance par rupture brutale. Il est clair que l'intention du dernier programme d'analyses et d'essais physiques d'AREVA sur des composants forgés surnuméraires de FA3 est de montrer que, même en tenant compte de la non-conformité, particulièrement de la dégradation de la ténacité, l'assemblage de la cuve de FA3 dans son ensemble disposera d'une marge suffisante pour limiter une rupture brutale et ainsi fonctionner avec un risque de défaillance acceptable tout au long de sa durée de vie.

Même dans ce cas, l'ensemble de la cuve du réacteur n'est toujours pas conforme à l'exigence d'hétérogénéité du matériau introduite en 2005 dans le cadre d'une révision de la QT, ce qui signifie que la condition préalable d'« exclusion de rupture » du référentiel ne permettra plus d'assurer le premier niveau de défense prévu dans le dossier de sûreté nucléaire de FA3. Pour que le réacteur FA3 puisse donc évoluer vers un service opérationnel autorisé, l'ASN devra accorder une dérogation rendant moins contraignante la limite de l'« *exclusion de rupture* » qui est à la base du dossier de sûreté du réacteur FA3.

Défense en profondeur à FA3 : Comme la défaillance de la cuve n'est pas traitée dans le dossier de sûreté, il n'y a rien dans le *troisième niveau de défense* pour réduire les conséquences d'une défaillance de la cuve du réacteur. Une dérogation permettant une défaillance de la cuve du réacteur dans le cadre du principe de *défense en profondeur* constituerait un écart important par rapport au référentiel. Une telle dérogation obligerait à des révisions fondamentales des deux premiers niveaux de défense en profondeur et entraînerait des modifications du matériel et des systèmes sur des aspects et des fonctionnalités maintenant intégrés au réacteur FA3.

Démonstration de la conformité de FA3 par des moyens déductifs : Il n'y a pour le moment aucune intention d'effectuer autre chose qu'un contrôle et un examen non destructifs des composants déjà installés dans le réacteur FA3, alors que l'échantillonnage et les essais de matériau physiquement perturbateurs et destructifs seront réalisés sur des composants analogues surnuméraires qui ont suivi le même procédé de fabrication au Creusot. Cette approche s'appuie sur l'idée que les composants testés sont en tout point des analogues exacts ou des clones des composants de FA3.

Pour les composants à risque de FA3, l'anomalie de la teneur en carbone a été associée au tonnage et à la phase de refroidissement du lingot de forge du procédé de fabrication utilisé au Creusot. Cependant, la présence et l'étendue de la zone de ségrégation majeure ne peuvent être entièrement détectées, cartographiées et examinées que par des moyens destructifs. Les éventuels défauts doivent donc être déduits par des essais sur une couronne d'essai prélevée dans une zone excédentaire sur les bords du composant et/ou par l'examen destructif d'une pièce forgée surnuméraire ou analogue qui a suivi le même procédé de fabrication que le composant de FA3.

Il est maintenant reconnu que les résultats issus de la couronne d'essai de FA3 ne sont pas fiables et qu'il faut donc davantage avoir recours à l'examen et au contrôle destructifs de composants analogues surnuméraires. Néanmoins, il est permis de douter fortement de la fiabilité d'une telle

utilisation de pièces analogues, particulièrement lorsque la formation et la répartition des zones de ségrégation majeure à l'intérieur du lingot qui refroidit sont soumises à tant de facteurs mal définis et encore moins compris, qui font partie et/ou sont introduits au cours du processus de fabrication.

De plus, de sérieux doutes ont été émis sur la fiabilité de la tenue des archives de QT pendant les phases initiales (2005 à 2008) de fabrication des composants du couvercle et du fond de cuve de FA3 et des composants surnuméraires. En effet, AREVA n'a pas préparé de dossier QT complet pour enregistrer tous les paramètres importants du procédé de fabrication avant de se lancer dans la fabrication des composants et, bien sûr, il faut s'inquiéter du fait que les composants de FA3 ont peut-être été exposés aux mêmes *irrégularités* que des composants similaires fabriqués antérieurement au Creusot. Du fait de l'absence de dossiers de fabrication QT complets, il peut y avoir d'importantes différences entre les divers procédés de fabrication utilisés pour les composants FA3 et les composants surnuméraires destinés aux essais – aucune information n'a été fournie pour prouver le contraire – et il ne peut donc y avoir aucune garantie que les composants surnuméraires d'essai constitueront des émulations fiables des composants à risque de FA3 qui sont maintenant complètement intégrés, de manière irréversible, dans la cuve installée dans FA3.

Ces incertitudes appellent à des réserves considérables sur la fiabilité de la méthodologie déductive proposée pour déterminer l'aptitude au service des composants FA3 d'origine.

Pronostic pour FA3 : Il ne fait aucun doute qu'AREVA va tenter de démontrer que la cuve du réacteur FA3 est apte au service et donc adaptée à une exploitation nucléaire. Il existe trois options possibles pour y parvenir.

Tout d'abord, rétablir les marges de fonctionnement et les marges au niveau des caractéristiques des matériaux qui réduisent le risque de rupture brutale par une réduction de la puissance du réacteur et, notamment, en introduisant un régime de mesures compensatoires, telles que des règles de gestion de la pression et de la température (« Limites P-T ») ainsi que des procédures de sûreté pour couvrir tous les modes de fonctionnement normal ou anormal envisagés. Cependant, cette option nécessite aussi d'abandonner l'« *exclusion de rupture* » pour les composants N1 essentiels pour la sûreté et, même si une réduction de puissance pouvait être appliquée dans la pratique, elle entraînerait une réduction significative du rendement de production.

La seconde option consisterait à remplacer les composants à risque de la cuve de FA3 et à rétablir la condition préalable d'« *exclusion de rupture* » du dossier de sûreté nucléaire. Dans ce cas, il serait impossible dans la pratique de procéder à de telles réparations tant que la cuve du réacteur FA3 resterait in situ dans le puits du réacteur, dans l'enceinte de confinement de l'îlot nucléaire. En outre, l'enlèvement, la réparation ou le remplacement complet de l'ensemble de la cuve, ainsi que sa réintégration finale à l'intérieur de l'enceinte de confinement de l'îlot nucléaire, constitueraient une opération très coûteuse et très longue, et tellement perturbatrice qu'elle compromettrait vraisemblablement la visibilité financière et la continuation du projet FA3. Toutefois, l'ASN a suggéré à AREVA d'entreprendre des études sur cette option de réparation et/ou de remplacement même si, à ce jour, rien n'a été rendu public sur cette question.

La troisième option consiste à démontrer que la cuve du réacteur, même avec une réduction localisée de sa ténacité, est satisfaisante pour la mise en service et le fonctionnement en production. Pour cette troisième option, AREVA devra démontrer que la présence d'une

ségrégation majeure positive, sa localisation dans la ou les calottes de la cuve, dans la profondeur de l'enveloppe, et sa ténacité réduite due à l'augmentation de la teneur en carbone, ne vont pas amener le composant en service à atteindre un niveau de vulnérabilité inacceptable à une défaillance par rupture brutale à un moment quelconque, et dans une quelconque situation de fonctionnement crédible, pendant toute la durée de vie de la cuve, soit environ 60 ans. Les investigations actuelles d'AREVA s'attachent à i) déterminer par analyse (calculs) la valeur de ténacité nécessaire pour un référentiel modifié ; ii) évaluer (par essais) la valeur minimale réelle de la ténacité d'un ou plusieurs composants analogues ; et iii) comparer i) avec ii) pour justifier l'affirmation d'AREVA selon laquelle le référentiel modifié est réalisable.

Pour cette troisième option, rien n'en sera connu tant qu'AREVA n'aura pas achevé sa série actuelle d'analyses et d'essais. Après cela, l'ASN devra évaluer et, selon ce qui est le plus approprié, rejeter ou délivrer une autorisation dérogatoire pour permettre à FA3 d'avancer. Les résultats d'AREVA et le jugement de l'ASN ne devraient pas être connus avant mi-2017, voire ultérieurement, puisque, très récemment (le 30 juin 2016), l'ASN a déclaré que pour FA3 « *la caractérisation [était] en cours mais non prioritaire.* »

Composants de cuve des futurs EPR : Le procédé de fabrication du Creusot qui a été utilisé pour les calottes du couvercle et du fond de la cuve de FA3, déjà installée mais pas encore en service, a peut-être aussi été utilisé pour d'autres pièces et les mêmes défauts sont donc très probablement présents dans des composants fournis par l'usine du Creusot pour les deux réacteurs EPR de Taishan, en Chine, qui sont proches actuellement de la mise en service, et pourraient apparaître dans de futures commandes comme l'EPR de Hinkley Point C, au Royaume-Uni. En fait, pour étudier l'étendue et la sévérité de la ségrégation majeure, AREVA a choisi de procéder à des essais destructifs sur les couvercles de cuve commandés à l'avance pour Hinkley Point C et pour l'EPR maintenant annulé aux États-Unis. Les données disponibles pour ces composants montrent qu'ils étaient tous deux inférieurs à la spécification de référence en ce qui concerne la ténacité du matériau. Toutefois, ces données n'apportent pas la preuve que la répartition de l'excès de carbone dans le métal de chaque composant soit rigoureusement identique.

Pour ces commandes et les futures commandes de réacteurs EPR, un certain nombre de problèmes restent en suspens, le plus difficile étant que le procédé de fabrication défectueux du Creusot, qui repose sur un forgeage avec chutage et écrasement d'un lingot unique conventionnel de grande taille, devra faire l'objet d'une réévaluation et d'une nouvelle QT pour être qualifiée via un *certificat de conformité*. Si, par ailleurs, il est établi que ce procédé de fabrication n'est pas fiable, ce qui semble actuellement être clairement le cas, alors il faudra développer et qualifier techniquement un nouveau procédé de fabrication pour les composants forgés du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR. Il n'est pas immédiatement évident que la technique du *lingot à solidification dirigée* (LSD) mise au point pour les fonds et couvercles de cuves plus grands des EPR ni, d'ailleurs, que ce procédé offre une garantie contre la formation et la subsistance de zones de ségrégation majeure positive à l'intérieur du composant terminé.

La reprise des travaux et de la mise en service du circuit primaire sous pression sur FA3 est actuellement bloquée en attendant la conclusion de la phase d'investigation contrainte actuellement en cours. Comme relevé précédemment, l'évaluation de la cuve de FA3 ne sera pas achevée avant mi-2017 au moins. Toutefois, maintenant que l'ASN a réduit la priorité des investigations sur FA3 et (semble-t-il) l'évaluation de la qualification pour le *certificat de conformité*, la reprise de travaux productifs sur le réacteur pourrait être repoussée plus tard en 2017 ou, peut-être, en 2018. Ensuite, avant que la production d'autres composants de l'EPR ne

soit autorisée sur le site du Creusot, le ou les procédés de fabrication devront être réévalués et se voir délivrer par l'ASN un *certificat de conformité* pour chaque type de pièce forgée spécialisée. En outre, le transfert de la fabrication à une autre forge (comme par exemple JSW) a peu de chance de parvenir à réduire le délai de reprise de la production parce que cette unité de production devra également être soumise à une évaluation de conformité par l'ASN.

Il est difficile de prévoir comment la cuve de FA3 parviendra un jour à respecter la réglementation ESPN, notamment du fait de lacunes irrémédiables dans le dossier QT d'AREVA et de la présence reconnue d'une zone de ségrégation majeure positive dans la calotte du fond de cuve, qui est maintenant partie intégrante de la cuve. Si le réacteur FA3 passe à la phase de mise en service nucléaire, la condition préalable de l'ASN de janvier 2008 devra être abandonnée et des dérogations importantes devront être accordées pour son référentiel et son autorisation d'exploitation. Quoi qu'il en soit, il est de moins en moins certain que FA3 sera mis en service d'ici le dernier trimestre 2018, une date maintes fois repoussée.

De tels retards pourraient mettre en péril des commandes d'EPR nouvelles et/ou existantes, comme le réacteur Hinkley Point C (HPC), puisque la Garantie de crédit du gouvernement britannique pour le financement de HPC est conditionnée au fait que FA3 soit achevé, complètement mis en service et produise conformément aux directives de conception pendant une période d'essai d'ici décembre 2020. Si cette condition de base ne peut être respectée à Flamanville, le poids financier reposera entièrement sur EDF et ses partenaires d'investissement, la Garantie de crédit britannique étant exclue.

Il est important de souligner qu'en fabriquant les composants du couvercle et du fond de cuve, AREVA a choisi la qualification M140 du code RCC-M au lieu de la QT, une pratique à laquelle l'ASN a mis un terme en janvier 2008 quand elle a spécifié qu'un *certificat de conformité* devait être délivré avant le démarrage de la fabrication. De ce fait, il est aussi probable qu'AREVA a adopté exclusivement la même approche M140 pour l'assurance qualité de la fabrication des autres composants du circuit primaire sous pression classés N1 jusqu'à cette date. Il peut donc y avoir des carences dans la QT pour d'autres composants fabriqués non seulement au Creusot mais aussi à l'étranger dans les forges de JCFC et JSW, connues pour avoir fourni divers composants du circuit primaire. Parmi ces composants potentiellement à risque pourraient figurer les viroles de cœur, de plus grande taille, qui constituent le corps principal de la cuve, les plaques tubulaires et les tubulures du fond inférieur des générateurs de vapeur, etc.

Récemment (le 23 septembre 2016), l'ASN a annoncé qu'AREVA avait identifié 20 *irrégularités* portant sur des équipements destinés au réacteur de FA3. Au départ, seules les deux calottes de la cuve de FA3 devaient être concernées par ces composants « problématiques ». Ces nouvelles *irrégularités* porteraient notamment sur les vannes d'isolation vapeur (MSIV) des générateurs de vapeur (pièces pour lesquelles l'ASN avait déjà rappelé à l'ordre AREVA en février 2012), bien que la plupart (86 %) semblent liées aux assemblages des générateurs de vapeur.

Autres composants fournis par Creusot Forge : Bien que ce ne soit pas confirmé par l'ASN, il est probable que les « *irrégularités* » qui affectent les composants des centrales plus anciennes (c'est-à-dire les réacteurs de 900 MWe mis en service à la fin des années 1970 et pendant les années 1980), proviennent de ce qui semble avoir été les mêmes défauts, omissions, etc. connus maintenant pour avoir altéré les dossiers de QT concernant les conditions au Creusot pour les composants à risque de FA3. La liste des irrégularités publiée à ce jour (23 septembre

2016) porte principalement sur des pièces de générateurs de vapeur. Ainsi, 74 % des irrégularités identifiées sur les réacteurs en service concernent des générateurs de vapeur.

Outre les irrégularités affectant les réacteurs en service en France, d'autres concernent des équipements installés sur d'autres réacteurs à l'étranger. Cependant, l'ASN affirmant n'avoir aucune responsabilité concernant les composants livrés à l'étranger, aucune autre information n'est disponible à ce sujet.

Cruas 3 et Chinon B3 : Aussi bien Cruas 3 (~1984) que Chinon B3 (~1987) sont équipés de couvercles de cuve provenant du Creusot, qui ont suivi le procédé de fabrication avec un lingot conventionnel de grande taille. Si, comme on peut raisonnablement le supposer, ces composants sont concernés par les mêmes faiblesses que les composants plus récents de FA3 (également forgés à partir de lingots conventionnels), ils sont alors eux aussi exposés au risque d'une diminution de la ténacité dans toutes les zones de ségrégation majeure positive dans les composants des couvercles.

Il faudrait peut-être envisager l'arrêt ou la réduction de puissance de ces deux réacteurs jusqu'à ce que l'actuel programme d'évaluation des composants de FA3 par AREVA soit terminé, particulièrement si l'on prend en compte la détérioration de la ténacité du matériau liée à la déformation et au vieillissement thermique au cours de l'historique opérationnel de chaque réacteur.

Irrégularités dans les composants fabriqués au Creusot depuis 1965 : On ne dispose que de peu d'informations et de données pour un certain nombre de réacteurs français pour lesquels l'ASN reconnaît qu'ils contiennent des composants provenant du Creusot depuis 1965 et dont on sait qu'ils présentent des « *irrégularités* » dans leurs dossiers de production.

Pour l'ASN les « *irrégularités* » « *consistent en des incohérences, des modifications ou des omissions dans les dossiers de fabrication portant sur des paramètres de fabrication ou des résultats d'essais.* » Il est clair qu'une définition aussi large englobe une multitude de variantes au niveau du procédé de fabrication, des défauts des matériaux, d'une tenue des dossiers insuffisante ou douteuse, d'une mauvaise gestion, etc. Des composants qui présentent de telles « *irrégularités* » doivent être considérés, jusqu'à preuve du contraire, comme suffisamment « *à risque* » pour mettre en péril la sûreté nucléaire.

Quels que soient les détails de ces « *irrégularités* », il est clair que les exigences de QT applicables aux périodes correspondantes de fabrication n'ont pas réussi à donner une représentation réelle et factuelle des composants provenant du Creusot. Tout comme la QT ESPN de décembre 2005, les exigences de QT définies dans les Arrêtés de février 1974 et d'octobre 1999 semblent avoir été incapables de prescrire la base d'un système fiable de QT aux différentes périodes.

Si, comme cela paraît être le cas, le système de QT est inadéquat depuis 1974 ou avant, depuis 1965 comme le sous-entend AREVA, alors cette sorte d'échec du système d'assurance qualité a pu permettre à toutes sortes de non-conformités de composants de passer inaperçues, sans contrôle et/ou sous une forme altérée. En d'autres termes, il est peu probable que les « *irrégularités* » soient limitées à la seule présence d'une ségrégation majeure associée à l'utilisation de pièces forgées conventionnelles et uniques issues du procédé de fabrication du Creusot. En fait, les composants à risque ont pu être fournis par divers procédés de fabrication et avoir d'autres causes de non-conformité. Aussi, tant que les détails des « *irrégularités* » ne

sont pas accessibles au public, on ne peut faire que des spéculations sur le risque et la sévérité potentielle d'une défaillance d'un réacteur en fonctionnement. Le problème supplémentaire des fonds inférieurs des générateurs de vapeur (GV) et, tout particulièrement la suspension du certificat du GV de Fessenheim 2 en raison de la présence d'une zone de ségrégation majeure dans une pièce forgée annulaire complètement différente, à savoir la virole inférieure, pourrait très bien laisser présager une telle situation.

Récemment (12 septembre 2016), l'ASN a admis que « *depuis fin 2015, trois affaires différentes d'articles contrefaits, frauduleux et inférieurs aux normes (ACFIN)* ont été soulevées en France. Un exemple possible de fraude dans la tenue des dossiers a eu lieu en mars-mai 2016, quand trois, ou peut-être quatre GV de remplacement ont été placés au rebut (ou retirés pour un remplacement partiel des tubulures inférieures) parce que les enregistrements des essais au Creusot (QT) faisaient apparaître une teneur en carbone incorrecte et omettaient d'indiquer la présence d'une zone de ségrégation majeure positive.

Une autre ambiguïté existe dans le fait que, à ce jour, même si EdF a indiqué qu'il y a 50 composants à risque installés dans des réacteurs français en fonctionnement et s'il a identifié les réacteurs par leur nom, il n'a pas déclaré les composants à risque qui y sont installés. La situation est d'autant plus confuse que de récentes publications de l'industrie ainsi qu'une déclaration de l'ASN du 23 juin 2016 indiquent que des zones similaires de ségrégation majeure positive ont été trouvées dans les fonds inférieurs semi-sphériques de GV en service sur un total de 18 réacteurs des paliers 900 Mwe et 1450 Mwe. Il semble que ces GV à risque s'ajoutent aux 50 composants à risque précédemment indiqués par l'ASN, mais ne comprennent pas 3 ou 4 autres GV de remplacement qui ont été mis au rebut aux alentours de mai 2016 à la suite de discussions avec l'ASN.

Les procédés de fabrication utilisés pour les GV installés dans les 18 réacteurs renvoient à la fois au Creusot et à JCFC, l'implication de ce dernier site pouvant potentiellement élargir la dimension internationale du problème.

Par le passé, il semble qu'AREVA ait utilisé la qualification M140 du code RCC-M, qui traite le contrôle qualité et le privilège par rapport à la conception des composants, au détriment de l'assurance qualité du procédé de fabrication (c'est-à-dire l'approche du dossier de QT). En 2005, l'ASN a introduit les mesures sur les *équipements sous pression nucléaires* (EPSN) pour améliorer le contrôle qualité et l'assurance qualité du procédé de fabrication, mais sans pleinement y réussir. Ainsi, en 2007, l'ASN a exprimé sa forte déception (« *situation préoccupante* ») par rapport à la réticence d'AREVA d'adopter la QT basée sur la réglementation EPSN. L'apparente obstination d'AREVA pourrait faire écho aux mauvaises pratiques des années précédentes durant lesquelles les GV à risque ont été fabriqués au Creusot et ailleurs.

Il pourrait être judicieux d'appliquer de manière rétroactive la base de la réglementation sur les *équipements sous pression nucléaires* (EPSN) introduite en 2005 à chacun des réacteurs en fonctionnement dans lesquels il semble que des composants à risque ont été installés, même si ces composants à risque ont été fabriqués plusieurs années auparavant avec des dossiers QT incomplets et/ou altérés. Dans ce cas, les carences du dossier de QT pourraient être comblées, chaque fois que c'est faisable, avec les données recueillies dans le cadre d'un système d'inspection rigoureux dans chaque réacteur. L'exploitant (EdF) a la possibilité de « reconstituer » les parties manquantes de la QT.

Quoi qu'il en soit, la situation actuelle, dans laquelle des réacteurs fonctionnent avec des composants à risque, dont le suivi de fabrication est inconnu (c'est-à-dire une QT incomplète « irrégulière »), est inacceptable en termes de sûreté nucléaire. Il n'est pas possible de traiter ce problème au cas par cas, le risque étant pris en compte de manière réactive au moment et à l'endroit où il se manifeste. L'approche doit être régulière, systématique et préventive. Il serait condamnable de la part de l'ASN de continuer à tergiverser sur cette question et d'autoriser EdF-AREVA à poursuivre le programme d'évaluation des composants à risque de FA3 et des réacteurs en fonctionnement, sans avoir d'abord une QT efficace et correctement gérée avec un ou des *certificats de conformité*.

En fait, l'évaluation générale de sûreté pour la défaillance d'une tubulure de GV a été réalisée par EdF et examinée par l'IRSN pour le compte de l'ASN. La revue de l'IRSN couvre les réacteurs de types CP0, CPY et N4 et conclut qu'EdF a besoin de plus de données sur les matériaux pour que son analyse soit applicable ; l'IRSN est en désaccord avec EdF sur le fait que le combustible nucléaire du cœur est dans un état sûr et établit que dans certaines conditions incidentelles associées à la défaillance grave d'une tubulure de GV, le combustible nucléaire pourrait fondre ; et pour renforcer les marges permettant de limiter le risque d'une situation de fusion du cœur, il recommande qu'EdF mette immédiatement en œuvre une série de mesures compensatoires (non spécifiées) dans chaque réacteur où un GV à risque est installé. De fait, la revue de l'IRSN constitue la reconnaissance tacite qu'un nombre non déclaré de réacteurs des paliers CP0, CPY et N4 fonctionnent actuellement avec un risque de niveau non quantifié de connaître un événement radiologique grave.

Suspension de Fessenheim 2 : La récente suspension du certificat d'épreuve de l'un des générateurs de remplacement à Fessenheim 2 offre un exemple de cette approche au cas par cas. Cette mesure a été prise par l'ASN à l'occasion de la découverte d'une zone de ségrégation majeure dans la virole inférieure du GV, alors que ce composant avait été considéré comme apte au service en février 2012. La suspension de ce certificat est intervenue parce que, semble-t-il, lors de la phase de coupe et de chute (pendant laquelle les inclusions éventuelles de ségrégation majeure auraient dû être éliminées) le poids enregistré du lingot de travail est resté inchangé, ce qui indique que le chute n'a pas eu lieu. Une action de l'ASN vis à vis d'AREVA est actuellement en cours qui vise à ce que ce dernier démontre la conformité du composant du GV et il le fait, partiellement au moins, en réalisant des essais sur un composant analogue qui a suivi le même procédé de fabrication au Creusot.

La suspension du certificat d'épreuve du GV de Fessenheim 2 laisse planer un doute sur l'affirmation qu'il ne subsiste pas de zones de ségrégation majeure dans les pièces forgées percées au centre (c'est-à-dire les viroles – la virole basse du GV de Fessenheim 2). Cette affirmation a été utilisée par EdF Energy au Royaume-Uni pour justifier le fait que la virole porte-tubulure et les anneaux de transitions pour la cuve de Sizewell ne nécessitaient pas d'être considérés comme des composants à risque.

Centrale nucléaire britannique de Sizewell : Il faut encore attendre que l'ASN rende public l'avancement des travaux d'EdF-AREVA dans l'analyse des réacteurs en fonctionnement qui comportent des composants à risque. Cependant, l'autorité de sûreté britannique (Office for Nuclear Regulation - ONR) a reçu une réponse (en mars 2016) d'EdF Energy, l'exploitant du réacteur à eau pressurisée (REP) de Sizewell B, dans le Suffolk. Cette réponse d'EdF Energy est susceptible de fournir des indications sur l'approche qui sera adoptée par son homologue français pour les réacteurs en France.

Il est intéressant de noter qu'EdF Energy n'a étudié que 2 des 6 composants principaux provenant du Creusot pour la réalisation de la cuve de Sizewell B, faisant l'hypothèse qu'il n'était pas possible qu'il y ait une teneur excessive de carbone dans aucune des pièces forgées annulaires provenant du Creusot. La récente suspension du certificat d'épreuve du GV de Fessenheim 2, causée par la présence d'une ségrégation majeure positive dans une virole (une pièce forgée annulaire) peut soulever des doutes à ce sujet. Toutefois, il n'est pour le moment pas possible d'identifier les procédés de fabrication, particulièrement les similitudes, des pièces forgées de Sizewell et de Fessenheim.

Dans l'étude des calottes de cuve de Sizewell B, EdF Energy a admis que les résultats issus de la couronne d'essai (une partie prélevée dans le bord extérieur de la pièce forgée, qui est ultérieurement éliminée) étaient insuffisants pour démontrer la conformité du matériau dans l'ensemble du composant et a déclaré que *« la démonstration de l'homogénéité dans l'ensemble de la pièce forgée n'était pas possible avec ces seuls résultats [provenant des couronnes d'essai]. »*

Au lieu de cela, la réponse d'EdF Energy à l'ONR s'appuie presque entièrement sur un document de conférence de 1985, décrivant la mise au point du procédé de fabrication du *lingot à solidification dirigée* (LSD), qui ne faisait pas précisément référence aux calottes de cuve de Sizewell B et ne contenait pas de données expressément en lien avec ces composants. De manière surprenante, sur cette base, c'est-à-dire en faisant référence à un document de 1985 qui a été réalisé à peu près à l'époque de la fabrication de la calotte de SZB [Sizewell B] » et sur l'hypothèse que le procédé de fabrication était différent de celui du lingot conventionnel de grande taille utilisé pour les calottes de cuve de FA3, la possibilité qu'il y ait des pièces forgées à risque provenant du Creusot a été écartée sans autre formalité.

La réponse sur Sizewell B montre comment il ne faudrait pas aborder la question de la qualification technique d'un composant à risque existant. Cela vient du fait qu'il n'y a pas eu de démonstration irréfutable, particulièrement depuis que l'ASN a récemment reconnu qu'il y avait un risque de ségrégation majeure positive dans des composants de GV, que le composant provenait d'un seul procédé de fabrication identifiable (par exemple pour les composants à risque FA3, le lingot conventionnel de grande taille à la place du lingot LSD).

Des résultats de couronnes d'essai non fiables : L'existence de composants à risque dans la cuve de FA3 et d'autres pièces de niveau N1 dans des réacteurs en fonctionnement et, peut-être dans des GV, ainsi que le manque de confiance affiché dans la récente réévaluation de Sizewell B, suggèrent fortement qu'il n'est pas fiable de s'appuyer sur la couronne d'essai d'une pièce sacrificielle pour les analyses et les essais de matériaux. En fait, pour FA3, le matériau des couronnes d'essai a été extrait de parties périphériques de la plaque forgée par écrasement qui étaient les plus éloignées de la zone centrale de ségrégation majeure de la plaque.

De ce fait, il serait prudent de passer en revue tous les composants forgés provenant du Creusot (et, compte tenu des défauts dans les GV, de passer en revue également les composants provenant de JFCC et, éventuellement, de JSW), dont les analyses et les essais physiques pour la caractérisation des matériaux dépendent trop fortement de la couronne d'essai. Il se pourrait que les QT remontant à 1965 pour tous ces composants à risque soient foncièrement défectueux. Par ailleurs, il convient de noter que le document de conférence de 1985, qui visait à démontrer que le procédé de fabrication par LSD ne s'accompagnait pas de ségrégation majeure pour la justification de Sizewell B, se basait lui-même sur les résultats issus de couronnes d'essai

carottées à peu près dans les mêmes emplacements que ceux qui sont maintenant considérés comme non fiables.

Il est clair que chacun des composants à risque doit être à nouveau évalué et qualifié techniquement, au cas par cas. Puisque la présence d'une teneur excessive de carbone dans les zones de ségrégation majeure positive attire l'attention sur la nécessité d'une protection contre une défaillance de rupture brutale, l'évaluation de chacun des réacteurs en fonctionnement entraîne une complexité accrue (et une incertitude incalculable) et oblige à prendre en compte à la fois les régimes de réponse ductile et fragile de chaque composant à risque, puisque ces derniers ont évolué en fonction des conditions de fonctionnement uniques de chaque réacteur.

Assurance qualité et qualification technique (QT) : Pour les composants de FA3, il apparaît clairement dans l'avertissement sévère transmis par l'ASN à AREVA en avril 2007, qu'il était inacceptable de procéder à la fabrication avant la mise en place du régime de QT et son approbation. Cela dit, pour des raisons qu'elle connaît mieux elle-même, l'ASN a choisi de ne pas interrompre la fabrication alors qu'il n'y avait pas de QT en place et qu'elle n'avait, elle-même, pas délivré de *certificat de conformité*. L'ASN a maintenant reconnu (le 16 août 2016) qu'aucun *certificat de conformité* n'a été délivré pour la cuve de FA3. En réalité, l'ASN a autorisé AREVA (toutefois elle ne disposait peut-être pas des moyens juridiques de faire autrement) à souder la calotte du fond pour terminer la cuve de FA3 et à l'installer dans le puits du réacteur de l'îlot nucléaire à Flamanville en janvier 2014. Toutes ces activités d'ingénierie, pratiquement irréversibles, ont été menées avant (selon ce qui est affirmé) qu'AREVA ait contrôlé l'hétérogénéité et la conformité de la cuve aux exigences de QT de la réglementation ESPN, qui a d'abord été introduite en 2005 et a été imposée par l'ASN en février 2008.

La situation concernant les composants à risque installés dans des réacteurs en fonctionnement, alors qu'ils présentent des « *irrégularités* », est encore plus incertaine. Cela tient au fait que le pronostic de l'ASN à propos des composants FA3 (« *Il se pourrait que la garantie de qualité des pièces fabriquées auparavant ne puisse pas être apportée, ce qui conduirait au rebut de ces pièces* ») doit certainement s'appliquer également à tous les composants fabriqués précédemment, pour lesquels le dossier de QT est supposé inadéquat, au sens où il peut présenter des « *irrégularités* », tout comme cet avertissement de l'ASN : « *l'ASN n'aurait malgré tout pas pu mener sur la fabrication de ces pièces les contrôles visant à évaluer la conformité de leur fabrication de manière pertinente puisque les paramètres essentiels de cette dernière ne seraient pas connus au moment de sa réalisation* ».

En d'autres termes, le jugement de l'ASN sur les composants de FA3 s'applique également de façon rétroactive à tout composant qui a une QT « *irrégulière* ». Comme l'a admis AREVA, environ 400 composants dont la QT est de provenance douteuse ont été fournis par le Creusot depuis 1965, et 50 d'entre eux sont actuellement installés dans des réacteurs français en fonctionnement.

Il est maintenant reconnu qu'en plus de ces composants à risque, il y a également des générateurs de vapeur à risque, installés dans les circuits primaires de 18 réacteurs en activité, et que certains de ces derniers ont été fabriqués par les entreprises japonaises JCFC et JSW, ce qui introduit une dimension internationale dans ce très sérieux recul de la confiance accordée à la sûreté du fonctionnement de l'industrie nucléaire française.

Récapitulatif de tous les réacteurs à risque en fonctionnement en France : Le TABLEAU 6 de cette Étude donne une liste des réacteurs français en fonctionnement dans lesquels sont

installés des composants à risque. Cette liste est établie à la fois à partir des « irrégularités » et des générateurs de vapeur à risque installés dans des réacteurs français en fonctionnement.

TABLEAU 6 – RÉACTEURS FRANÇAIS EN EXPLOITATION À RISQUE

Filière réacteur	Centrale	Irrégularité définie par l'ASN	Générateur de vapeur à risque	MWe par tranche	Date de mise en service commercial
900 MWe	Blayais 1-4	Tranches 1, 3	Tranche 1	910	81,83,83,83
	Bugey 2-3	Tranches 2, 3		910	79, 79
	Bugey 4-5	Tranche 4	Tranche 4	880	79, 80
	Chinon B1-4	Tranches B1, B3	Tranches B1, B2	905	84, 84, 87, 88
	Cruas 1-4			915	84, 85, 84, 85
	Dampierre 1-4	Tranches 1, 3, 4	Tranches 2, 3, 4	890	80, 81, 81, 81
	Fessenheim 1-2	Tranche 1, 2	Tranches 1, 2	880	77, 78
	Gravelines B1-4		Tranches 2, 4	910	80, 80, 81, 81
	Gravelines C5-6	Tranche 3		910	85, 85
	Saint-Laurent B1-2	Tranches B1, B2	Tranches B1, B2	915	83, 83
	Tricastin 1-4	Tranches 2, 3	Tranches 1, 2, 3, 4	915	80, 80, 81, 81
	Belleville 1 & 2			1310	88, 89
1300 MWe	Cattenom 1-4	Tranche 1		1300	87, 88, 91, 92
	Flamanville 1-2			1330	86, 87
	Golfech 1-2	Tranche 2		1310	91, 94
	Nogent s/Seine 1-2			1310	88, 89
	Paluel 1-4			1330	85, 85, 86, 86
	Penly 1-2			1330	90, 92
	Saint-Alban 1-2			1335	86, 87
	Chooz B1-2			1500	96, 99
N4 – 1450 MWe	Civaux 1-2	Tranche 2	Tranches 1, 2	1495	99, 00

NB : La troisième colonne (portant sur les irrégularités) n'a pas été mise à jour. Voir note de bas de page n° 15.

L'ampleur préoccupante de ce problème est illustrée par le fait que les réacteurs à risque représentent 44 % de la capacité de production nucléaire française. De la même manière, en tenant compte des différents types de réacteurs, 68 % de la capacité de production des 900 MWe est à risque, 15 % de celle des 1300 MWe et 50 % de celle des réacteurs de type N4.



Total nucléaire à risque



Réacteurs 900 MWe à risque



Réacteurs 1300 MWe à risque



Réacteurs 1450 MWe à risque

Compte tenu du grand nombre de réacteurs français, il sera probablement très difficile de mobiliser les ressources nécessaires pour l'inspection et un éventuel programme correctif. Tant que l'ASN n'aura pas fourni plus de détail, le calendrier, le coût et l'éventuelle perte de capacité de production résultant de ce programme correctif au niveau national ne peuvent que faire l'objet de spéculations. Cependant, on peut raisonnablement supposer que les contraintes d'EdF en personnel et en équipements feront que les programmes d'inspection et d'évaluation seront échelonnés en fonction des arrêts de tranche déjà prévus pour rechargement et/ou maintenance pour les différents réacteurs. À en juger par le nombre de réacteurs concernés, on peut s'attendre à ce qu'une telle approche échelonnée prendra plusieurs années pour être réalisée.

Si les différents réacteurs continuent à fonctionner en production en attendant, notamment, la date d'inspection qui leur est attribuée, le public devra vivre avec et tolérer une augmentation indéterminée du risque d'accident du fait d'une défaillance des composants à risque installés. Le 26 avril 2016, l'ASN a chargé EdF et AREVA de travailler ensemble pour pouvoir fournir

« aussi rapidement que possible » une « *évaluation des conséquences pour la sûreté des installations* ». À ce jour, environ 5 mois plus tard, AREVA et EdF ont présenté une liste des composants et des réacteurs concernés par des *irrégularités*. Cependant, ce document n'est accompagné d'aucune évaluation du risque d'accident et des conséquences radiologiques que chacun des équipements incriminés pourrait représenter.

JOHN LARGE

LARGE ASSOCIATES

CONSULTING ENGINEERS, LONDON