La fiabilité des composants sous pression des réacteurs

par K. Kussmaul*

Vingt-sept pays et cinq organisations internationales ont accepté l'invitation de l'AIEA à un Colloque international sur la fiabilité des composants sous pression des réacteurs, qui s'est tenu à Stuttgart (République fédérale d'Allemagne) du 21 au 25 mars 1983. Ce colloque était organisé en coopération avec l'Institut national d'essai des matériaux (Staatliche Materialprüfungsanstalt) à l'Université de Stuttgart. Environ 45 exposés ont été présentés au cours de sept séances.

Il ressort des statistiques recueillies par la Conférence mondiale de l'énergie et par l'AIEA qu'il n'y a pas de grande différence, en ce qui concerne leur disponibilité, entre les centrales thermiques classiques et les centrales nucléaires. Les centrales nucléaires ont accumulé une durée de service dépassant 2800 années-réacteur avec, dans certains cas, une disponibilité égale ou supérieure à 80%. On a donc pu démontrer qu'il est possible d'exploiter ces centrales de manière sûre et rentable sur la base des règlements et principes de conception existants. Toutefois, si l'on veut pour l'avenir garantir la sûreté et la fiabilité des centrales nucléaires, l'optimisation de la conception des centrales et de la technologie des matériaux, et plus précisément l'assurance de la qualité et le contrôle de l'exploitation au moyen d'inspections répétées, sont des conditions essentielles.

La possibilité de perfectionner la conception des centrales a été démontrée par les améliorations apportées au circuit primaire des réacteurs allemands à eau sous pression, qui ont permis de réduire considérablement les dépenses consacrées aux essais non destructifs et les risques en cours de production. Par exemple, la longueur totale des soudures dans la cuve a été ramenée de 122 à 61 mètres, et le nombre des soudures dans le circuit de refroidissement de 250 à 60. Associées à l'analyse théorique et expérimentale des contraintes et à l'utilisation de matériaux optimisés, ces mesures sont propres à assurer un degré élevé de sûreté et de disponibilité. On a procédé, dans les conditions normales de fonctionnement d'un réacteur à eau sous pression, à des essais de rupture sur des tuyauteries en vraie grandeur présentant des défauts longitudinaux et circulaires. En tenant compte du critère dit de la «fuite avant rupture importante», il a été possible de définir une dimension admissible de défaut dans les conditions

normales de fonctionnement. Pour les tuyauteries du circuit principal de refroidissement, il a maintenant été prouvé que, si l'on se conforme au concept de sûreté de base, aucune défaillance catastrophique spontanée n'est à craindre.

Le concept de sûreté de base met spécialement l'accent sur les matériaux. L'évolution dans le domaine des aciers pour cuves à pression et des techniques de soudure pour les composants a été caractérisée par le fait que la taille maximale des lingots pour éléments annulaires forgés a été portée de 220 à 570 tonnes au cours des vingt dernières années. Cet accroissement s'est accompagné d'une optimisation continue de la qualité en ce qui concerne l'homogénéité et l'isotropie, la résistance à la rupture et l'aptitude au soudage. En choisissant des matériaux appropriés, il a été possible de maîtriser le phénomène de fissuration par relaxation des contraintes dans la zone des soudures affectée thermiquement.

Le problème de la fragilisation par irradiation retient toujours l'attention. Des études du déplacement de la température de transition dans les essais de flexion au choc avec effet d'entaille ont révélé que son influence sur le plateau supérieur de la courbe KCV-T était de l'ordre de la dispersion des observations. Généralement il est recommandé de rechercher un degré élevé de pureté pour les aciers des cuves à pression. On a cherché à définir des propriétés représentant la «meilleure estimation» par opposition aux valeurs qui constituent des «limites inférieures», pour permettre une évaluation plus critique et plus réaliste des avantages obtenus par l'amélioration des techniques sidérurgiques et des méthodes de fabrication. Sur la base des renseignements dont on dispose, on peut conclure qu'avec les aciers modernes pour cuves à pression, il n'y a guère à craindre, avant le stade de fin de vie, qu'une faible dégradation de la résilience due à une fragilisation provoquée par le vieillissement à chaud, le vieillissement par déformation et l'irradiation par neutrons.

Plusieurs recherches sur les ruptures et la sûreté des cuves — par exemple les résultats obtenus par le groupe Marshall au Royaume-Uni — ont montré qu'il faut, dans l'analyse, attacher une grande importance à la virole du cœur et aux coins intérieurs des tubulures, surtout pour le cas d'une rupture importante de la tuyauterie de vapeur. L'évaluation d'accidents qui se sont produits a apporté une contribution importante à l'optimisation des calculs, de la conception, du choix des matériaux,

* Professeur K. Kussmaul, Staatliche Materialprüfungsanstalt, Universität de Stuttgart, Stuttgart (République fédérale d'Allemagne).

de la fabrication et de l'exploitation. L'hypothèse selon laquelle il peut se produire dans les PWR des transitoires provoquant un choc thermique sous pression, même avec repressurisation de la cuve du réacteur, a été confirmée en cours de fonctionnement. Les fissures, dans les PWR, sont apparues essentiellement dans la tubulure d'entrée de l'eau alimentaire dans le générateur de vapeur. Ces fissures étaient imputables, d'une part à la charge dynamique (coup de bélier), et de l'autre à une fatigue par corrosion due aux fluctuations de température. En outre, les nombreuses fissures qui apparaissent sur les conduites d'eau alimentaire raccordées à la cuve des réacteurs à eau bouillante ont pu être expliquées. L'agrandissement des fissures se produisant dans les zones qui présentent des entailles géométriques ou dues à la corrosion a été aggravé par l'action de l'oxygène sur le fond de fissure. Si l'on tient compte de la fragilisation locale, il est alors évident que seule une ténacité élevée des composants et une épaisseur de parois plus forte que celle que l'on trouve généralement fourniraient une marge de sûreté suffisante contre le risque de rupture catastrophique.

En raison de l'importance particulière que l'on attache aux techniques d'essais non destructifs, cette question a été au centre des débats. L'examen des générateurs de vapeur, et non plus seulement des cuves, revêt désormais la plus grande importance. L'automatisation des systèmes de contrôle et d'analyse qui permettent de vérifier l'état des tubes des générateurs de vapeur, ainsi que l'utilisation de techniques de contrôle par courants de Foucault à multifréquence, ont permis de réduire notablement les durées d'inspection et l'exposition du personnel aux rayonnements. Les techniques avancées d'essais non destructifs telles que la technique «ALOK» (méthode du temps de vol) permettront à l'avenir d'améliorer la détection des défauts et d'en déterminer de façon plus précise les dimensions; et l'holographie, la technique «SAFT» (emploi de transducteurs focalisés) et celle des «Phased Arrays» trouveront une application dans le matériel de nouvelle génération des systèmes d'analyse.

La collecte, la codification et l'évaluation systématique des données sur l'expérience d'exploitation sont d'une utilité considérable pour accroître la disponibilité et la sûreté des installations nucléaires. C'est

pourquoi des données ont été recueillies par le passé, surtout à l'échelon national, dans le cadre de systèmes tels que le Système de notification des événements importants (Significant Event Reports) et le Système de documentation sur la fiabilité des installations nucléaires (Nuclear Plant Reliability Data System) aux Etats-Unis d'Amérique, le Système de recueil de données de fiabilité en France ou le Système d'information sur la sûreté utilisé pour les réacteurs de puissance du type WWER-400 en Tchécoslovaquie.

Le système PRIS (Power Reactor Information System – Système de documentation sur les réacteurs de puissance) de l'AIEA a un caractère international, il couvre environ 80% de tous les réacteurs dans le monde depuis 1970 et fournit notamment des renseignements sur plus de 10 000 mises à l'arrêt. En raison du peu de données détaillées qu'il contient, ce système de documentation ne fournit pas de renseignements sur la disponibilité des différents composants mais donne des informations sur des paramètres qui ont une importance principalement pour les besoins de la planification.

Indépendamment de ces banques de données, on utilise désormais un système permettant la vérification en service continue des principes de conception. En prenant tous les transitoires en considération, le système compare en continu le comportement de la centrale avec les conditions prévues dans la conception et, si ces conditions ne sont plus respectées, il fournit les mesures opérationnelles appropriées.

La Staatliche Materialprüfungsanstalt (MPA) de Stuttgart avait organisé, à l'occasion du colloque, une exposition sur les aspects techniques de la fiabilité dans le cadre de laquelle 15 exposants internationaux ont par exemple fait une démonstration du fonctionnement et de l'efficacité des différents types de techniques et dispositifs d'essais non destructifs. La principale attraction de cette exposition était une cuve authentique pour réacteur à eau bouillante de 900 MWe, équipée de différents systèmes de télémanipulation permettant un contrôle automatisé par ultrasons. Cette cuve sera utilisée au MPA pour homologuer des dispositifs automatiques d'examen non destructif avec traitement des données.