

LES PROBLEMES DE CORROSION LOCALISEE  
DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE

par

Henri CORIOU

Chef du Service d'Etude de la Corrosion et d'Electrochimie  
Commissariat à l'Energie Atomique  
Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-aux-Roses (France)  
B.P. n° 6 - 92260 Fontenay-aux-Roses

22. Nuclear congress of Rome. Italy, 24-25 March  
1977

CEA-CONF--3949

FR7800661

LES PROBLEMES DE CORROSION LOCALISEE  
DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE

par

Henri CORIOU

RESUME

On étudie les principales attaques localisées intervenant sur les matériaux de structure des réacteurs à eau légère : corrosion sous contrainte des aciers inoxydables du type 304 (B.W.R.), corrosion sous contrainte, " wall thinning ", " denting ", des tubes de générateurs de vapeur en Inconel 600 (P.W.R.).

On examine certains mécanismes et on décrit les cas pratiques relevés sur des réacteurs en service. Différents remèdes possibles sont présentés.

# LES PROBLEMES DE CORROSION LOCALISEE

## DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE

par

Henri CORIOU

Chef du Service d'Etude de la Corrosion et d'Electrochimie

Commissariat à l'Energie Atomique

Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-aux-Roses (France)

Dans les installations nucléaires, une bonne maîtrise des problèmes de corrosion est indispensable, tant du point de vue de l'économie que de celui de la sécurité. Les attaques localisées sont évidemment les plus graves en raison des fuites qu'elles peuvent causer. L'exposé sera consacré à ces formes de corrosion en les limitant aux matériaux de structure des réacteurs à eau légère. Nous étudierons ainsi successivement : la corrosion sous contrainte, le " wall thinning ", le " denting ".

### 1. LA CORROSION SOUS CONTRAINTE

Rappelons que la corrosion sous contrainte, appelée encore corrosion sous tension, se caractérise par une fissuration susceptible d'apparaître sous l'action combinée de contraintes d'extension et d'un milieu corrosif. Les fissures peuvent être intergranulaires, transgranulaires ou une combinaison des deux formes. La manifestation de cette forme de corrosion est parfois spectaculaire par la rapidité et l'importance des dégâts qu'elle cause. Les pièces les plus épaisses peuvent se trouver traversées de part en part.

L'utilisation généralisée, dans les réacteurs à eau légère, d'aciers inoxydables austénitiques et d'alliages à base de nickel crée, en particulier, des risques de corrosion sous contrainte. Les aciers inoxydables servent à la confection des tuyauteries, des vannes, des pompes, du revêtement de la cuve. Un alliage à haute teneur en nickel l'Inconel 600 est, en outre, fréquemment utilisé pour les tubes de générateurs de vapeur propres aux réacteurs à eau pressurisée.

#### 1.1. Réacteurs à eau bouillante

La figure 1 représente le schéma simplifié d'un réacteur à eau bouillante. La vapeur produite par le coeur est directement injectée à la turbine. Le réacteur se présente ainsi comme un distillateur. Ceci se traduit par l'impossibilité d'assurer un conditionnement chimique du milieu. Pour les mêmes raisons, on ne peut employer une surpression d'hydrogène pour faire régresser la réaction de radiolyse de l'eau et rendre ainsi la teneur en oxygène négligeable. Le fluide, à une température voisine de 300° C, est en conséquence de l'eau pure en équilibre radiolytique (O<sub>2</sub> : 0,2 à 0,3 ppm). Les impuretés nocives, tels les chlorures, sont éliminées par une épuration sur des résines échangeuses d'ions.

Pour des impératifs de caractéristiques mécaniques, en particulier, on n'a pas utilisé, dans ces réacteurs, des aciers inoxydables à très bas carbone, mais des aciers du type 18/10 à carbone " normal " de l'ordre de 0,05 à 0,06 % (fréquemment la nuance AISI 304). Au cours de certaines opérations de fabrication (formage à chaud, soudures sur pièces épaisses) l'acier 304 peut se sensibiliser, c'est-à-dire que des carbures de chrome précipitent aux joints de grains en appauvrissant en chrome les zones adjacentes. Il a été montré / 1 / que, dans cet état, l'acier 304 ou 316 peut dans l'eau pure à haute température (  $\approx 300^\circ \text{C}$  ) et en présence d'oxygène (fig. 2) subir une fissuration intergranulaire sous des contraintes relativement élevées / 1 / (fig. 3). La micrographie (fig. 4) met en évidence la morphologie intergranulaire du processus. Ce phénomène n'a pas été relevé dans le cas de milieux complètement dégazés / 2 /.

#### Quels mécanismes peut-on suggérer pour expliquer la fissuration ?

Deux phases sont naturellement à considérer : d'une part l'initiation, d'autre part la propagation des fissures. D'après R.L. COWAN et G.M. GORDON / 2 /, la période d'initiation représente la durée pour obtenir les conditions chimiques, électrochimiques et mécaniques nécessaires à la propagation. Cette période d'initiation est d'ailleurs longue devant celle de la propagation. Bien que les précipités de seconde phase subissent une dissolution dans l'eau à haute température et en présence d'oxygène, seules ceux qui sont localisés aux joints de grains initient la fissuration des échantillons, à l'état sensibilisé, placés sous contrainte. En premier lieu, dans la crevasse qui se crée entre les particules et le joint de grains, il se produit une acidification du milieu, la solution se trouve au contact de zones appauvries en chrome, qui sont évidemment les moins résistantes à la corrosion. En second lieu, le régime des contraintes est beaucoup plus sévère dans le fond de la crevasse que dans le corps de l'échantillon. Ainsi, des conditions chimiques agressives alliées à des contraintes localement élevées conduisent à une propagation uniquement dans des zones particulières.

#### Quels ont été les incidents sur les réacteurs bouillants en service ?

Nous retiendrons les suivants qui se sont manifestés sur l'acier 304.

##### Réacteur de Dresden 1 / 3, 40 /

Des fuites ont été occasionnées par des fissures circonférentielles de 5 à 10 cm de long apparues sur les tubes de 30 cm de diamètre du préchauffeur, dans des zones voisines de la soudure ; l'examen micrographique a mis en évidence d'importants précipités aux joints de grains.

##### Réacteur de La Crosse / 4, 40 /

La pièce de transition qui, dans la tuyauterie d'alimentation en eau, a été sensibilisée à  $620^\circ \text{C}$  avant soudage, présentait des fissures intergranulaires dans des zones où l'eau stagnante contenait moins de 5 ppm d'oxygène ; les contraintes étaient sensiblement plus élevées que la limite d'élasticité de l'acier.

##### Réacteur d'Elk River / 4, 5, 40 /

Des fissures se sont produites, après 41 cycles thermiques, sur des tubulures sensibilisées à  $620^\circ \text{C}$  avant soudage : injecteurs de vapeur et canalisations de raccordement à la cuve dans la partie la plus proche du niveau du liquide : la teneur en oxygène dans la phase vapeur s'élevait à 10/20 ppm et les contraintes résiduelles étaient vraisemblablement élevées.

### Réacteur de Nine Mile Point / 6, 40 /

La fissuration d'une pièce de raccordement d'un pulvérisateur d'eau a entraîné l'arrêt du réacteur pendant plusieurs mois ; la zone affectée avait également été sensibilisée 10 heures avant soudage ; elle était soumise à des contraintes élevées et exposée à l'eau stagnante.

### Réacteurs de Fukushima 1, Hamaoka 1, Tsuruga / 38 /

Dans ces 3 réacteurs bouillants japonais, une série de fissures a été détectée en particulier sur diverses tuyauteries. Les zones affectées se trouvaient à l'état sensibilisé par le soudage. Les fissures, dans la plupart des cas, se révélaient circonférentielles. Les contraintes dépassaient la limite d'élasticité de l'acier à la température de service.

Entre 1974 et 1976, on peut en outre relever, toujours sur l'acier 304, des fissurations de tuyauteries dans les réacteurs suivants : Dresden 2, Quad Cities 1 et 2, Millstone 1, Peach Bottom 3, Monticello, Pilgrim 1 / 39 /.

### Quels remèdes est-il possible d'apporter à ces problèmes de fissuration ?

Ainsi que nous l'avons vu précédemment, les aciers austénitiques à très bas carbone, par exemple la nuance AISI 304 L, ont des caractéristiques mécaniques inférieures à celles des mêmes aciers à carbone " normal ". Quant aux aciers stabilisés au titane ou au niobium (321 et 347), des difficultés de soudure se présentent sur les pièces épaisses. On peut, en conséquence, se tourner vers d'autres nuances, d'une part des aciers austénoferritiques (Cr : 20 %, Ni : 8 %, C : 0,05 %) qui expérimentalement ont donné de très bons résultats, d'autre part des aciers du type 18/10 à carbone et azote contrôlés / 7 /. Ces derniers alliages peuvent être définis comme conciliant les propriétés mécaniques du 304 ou du 316 avec la résistance à la corrosion intergranulaire du 304 L ou du 316 L. Il s'agit donc d'aciers dont la composition est ajustée afin de réaliser le meilleur compromis possible entre les propriétés mécaniques et la résistance à la corrosion. Ces nuances ont été mises au point et développées en France par la Société Creusot-Loire pour la construction de composants de centrales nucléaires à eau légère / 7 /.

Un autre remède consiste à supprimer la sensibilisation de l'acier à l'état final à l'aide de gammes d'opérations accompagnées de traitements thermiques appropriés. Ceci est délicat à réaliser, mais a toutefois été adopté à titre de réparation sur les réacteurs, déjà construits, ayant donné lieu à des incidents.

### 1.2. Réacteurs à eau pressurisée

La figure 5 schématise un réacteur à eau pressurisée. Un tel réacteur comprend deux circuits. Le fluide du circuit primaire refroidit le cœur et transfère la chaleur au générateur de vapeur. Le fluide du circuit secondaire emprunte cette chaleur pour fournir la vapeur à la turbine. Les températures à considérer sont voisines de 300° C.

Les principaux problèmes de corrosion intéressent les générateurs de vapeur. Ces composants sont particulièrement importants puisqu'ils représentent environ 70 % de la surface totale du circuit primaire. Pour fixer les idées, une centrale de 925 MWe, telle que Tihange, dispose de 3 générateurs de vapeur. Chaque générateur comprend 3 388 tubes de diamètre 22,2 mm et d'épaisseur 1,27 mm. La surface d'échange s'élève à 4 800 m<sup>2</sup>, soit 14 400 m<sup>2</sup> pour l'ensemble des 3 générateurs. La longueur

totale des tubes de l'un des générateurs est approximativement de 75 000 mètres. L'eau primaire entre dans le générateur à 321° C et en ressort à 284°C. Pour la plupart des générateurs (ceux de Tihange en particulier), les faisceaux sont constitués de tubes cintrés à différents rayons de courbure. Les extrémités des branches parallèles sont raccordées au circuit primaire par une plaque tubulaire et une boîte à eau. Certains générateurs, tels ceux construits par la Société Babcock et Wilcox, sont à tubes droits et le système à " une passe " permet la production d'une vapeur légèrement surchauffée.

#### Comment se présente la physico-chimie des milieux ?

Le fluide du circuit primaire, exempt de chlorure, est actuellement très généralement constitué par une solution lithiée-boriquée. L'addition de lithine (1,5 ppm de lithium) est destinée à limiter les dépôts de produits de corrosion. Le bore, sous forme d'acide borique, sert de poison consommable à des fins d'équilibre neutronique. La concentration en bore est évidemment variable le long d'un cycle allant de 5 000 ppm jusqu'à devenir presque nulle. Pendant la majeure partie du temps, on peut toutefois retenir 1 000 ppm comme valeur moyenne. Les mesures de pH que nous avons effectuées à 300° C / 8 / sur la solution lithiée-boriquée conduisent à des valeurs légèrement alcalines. On introduit, en outre, dans le circuit une surpression d'hydrogène pour faire régresser la réaction de radiolyse de l'eau et rendre ainsi la teneur en oxygène pratiquement négligeable (1 à  $5 \cdot 10^{-9}$  parties pondérales ou ppb). La teneur en hydrogène dissous dans l'eau est d'environ  $30 \text{ cm}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$  (T.P.N.).

L'eau du circuit secondaire est représentative de celle d'une centrale thermique classique. En cas de fuites au condenseur, pratiquement impossibles à éviter dans le cas d'un réacteur électrogène, il se crée, lors de l'entrée d'eau brute, une contamination du fluide secondaire par des chlorures. L'eau, jusqu'à la fin de 1974, était traitée aux phosphates de sodium (phosphate trisodique ou mélange de phosphates tri et disodique) ainsi qu'il est courant de le faire. Ce traitement avait pour but :

- de réduire la corrosion de l'acier au carbone présent sur le circuit,
- d'éviter les dépôts de sels de calcium insolubles,
- d'agir comme tampon.

Le traitement aux phosphates s'est révélé délicat à l'exploitation ; il était en effet nécessaire de maintenir un rapport  $\text{Na}/\text{PO}_4$  compris entre 2,3 et 2,6 pour éviter soit la formation de phosphate acide, soit la création de soude libre. La sortie des limites pouvait, sur le plan de la corrosion, conduire à des déboires que nous étudierons ultérieurement. Vers la fin de 1974, certains constructeurs ont conseillé de passer à un traitement aux bases faibles volatiles (généralement l'ammoniaque). Une addition d'hydrazine permet, en outre, de réduire à des valeurs faibles la teneur en oxygène de l'eau. Toutefois, il faut bien considérer qu'en réalisant un traitement volatil, on protège correctement les aciers ordinaires contre la corrosion, mais en cas d'une entrée d'eau brute dans le fluide secondaire, il devient nécessaire, soit d'ajouter des phosphates de sodium (le traitement n'est alors que momentané), soit de déminéraliser le plein débit du condensat.

#### Quel est le comportement des différents alliages ?

Lors de la construction des premiers PWR, on a utilisé des aciers inoxydables du type 18/10. Toutefois, ainsi qu'il est bien connu : en présence de chlorures (cas du circuit secondaire), ces alliages, placés sous contrainte, sont susceptibles de subir une fissuration transgranulaire. On sait aussi que l'élévation de la teneur en nickel de ces aciers conduit à une résistance améliorée à cette forme de corrosion (fig. 6).

Un alliage austénitique " nickel, chrome, fer ", l'Inconel 600, à teneur élevée en nickel  $\alpha$ , en conséquence, été recommandé pour la construction des générateurs de vapeur. Sa composition de principe est la suivante : Ni : 77 %, Cr : 15 %, Fe : 7 %. Cet alliage, contrairement aux aciers inoxydables classiques, ne subit pas de fissuration transgranulaire sous contrainte en milieu chloruré. Il équipe les générateurs de vapeur fabriqués par Westinghouse, Combustion Engineering, Babcock et Wilcox. Toutefois, dès 1959, des études effectuées en France au Commissariat à l'Energie Atomique / 9 / puis poursuivies / 10, 11, 12, 13 / montraient que les alliages austénitiques à teneur élevée en nickel, par exemple l'Inconel 600, sont sensibles à un phénomène particulier de corrosion sous contrainte. La fissuration se révèle essentiellement intergranulaire et apparaît, à des températures de l'ordre de 300° C, dans l'eau déminéralisée, en l'absence d'oxygène et de chlorure, ceci sous des contraintes assez élevées, susceptibles cependant d'être rencontrées en pratique. En dehors de la France, ces travaux ont été, dans divers pays (Allemagne, Etats-Unis, Grande-Bretagne, Suède) le point de départ de nombreuses recherches sur ce problème particulier de fissuration. D'autres laboratoires / 14, 15, 16 / ont également reproduits le phénomène de fissuration de l'Inconel 600 dans l'eau pure à haute température. Les figures 7 et 8, données à titre d'exemple, montrent l'aspect des fissurations relevées, d'une part sur un alliage commercial Inconel 600 à 400 ppm de carbone, d'autre part sur un alliage du même type (Ni : 77 %, Cr : 17 %) élaboré par fusion sous vide et à ultra bas carbone (C = 20 ppm). Les micrographies électroniques révèlent des précipitations abondantes de carbures dans le cas de l'alliage commercial Inconel 600 (fig. 9), tandis que les joints de grains de l'alliage à ultra bas carbone sont pratiquement exempts de précipités (fig. 10).

On voit donc que le phénomène mis en évidence se produit même pour des teneurs en carbone extrêmement basses / 17 /.

Nos études paramétriques / 10 à 13, 17 à 19 / ont permis de déterminer l'influence d'un certain nombre de facteurs, propres au milieu (addition de lithine à l'eau), internes à l'alliage (traitement thermique, taille de grains, structure), externes (contrainte, couplage). Les résultats les plus importants, dans l'eau pure désoxygénée, peuvent se résumer ainsi :

- le phénomène se caractérise toujours par une période d'incubation très longue (de l'ordre de plusieurs années dans certains cas) ;
- la fissuration est nettement plus difficile dans des solutions de lithine que dans l'eau pure. Ceci joue évidemment favorablement dans le cas du circuit primaire des réacteurs PWR ;
- certains traitements thermiques sont susceptibles d'influer très fortement sur le comportement de l'Inconel 600. On a ainsi montré qu'une sensibilisation à 700° C, tout en produisant une précipitation abondante intergranulaire de carbures, ralentit notablement le processus de fissuration. Ce résultat a été récemment confirmé aux USA / 16, 34 / ;
- la sensibilité à la fissuration varie parfois considérablement d'un lot à l'autre d'Inconel 600, bien qu'apparemment rien ne les différencie ni sur le plan de l'analyse, ni sur celui de la structure ;
- des effets galvaniques peuvent jouer un rôle important. Le contact avec un métal noble, tel que l'or, exerce un effet protecteur, celui avec l'acier au carbone conduit, au contraire, à une nette accélération du phénomène de fissuration.

Sur la fissuration de l'Inconel 600 dans l'eau pure, on pourra également consulter les travaux suédois / 47, 48 /.

Signalons, en outre, qu'un alliage, l'Inconel X 750, dont la composition de base (tableau I) est la même que celle de l'Inconel 600, mais qui possède des additions de durcissement structural (Al, Ti, Nb) présente, après un traitement pour obtenir des

caractéristiques mécaniques élevées, une sensibilité très marquée au phénomène de fissuration intergranulaire dans l'eau pure (fig. 11 et 12).

	C	Cr	Ni	Fe	Al	Ti	Nb
INCONEL X 750	0,04	15,2	72,5	6,4	1,0	1,9	0,9
INCONEL 718	0,04	19,0	52,5	18,5	0,6	0,4	5,1

TABLEAU I

Teneurs exprimées en pour cent

Cet alliage, en raison de ses propriétés mécaniques, sert à la confection de pièces de boulonnerie pour le circuit primaire de réacteurs à eau pressurisée. L'absence à ce jour de rupture sur des réacteurs peut s'expliquer par le rôle bénéfique de l'addition de lithine dans le circuit primaire. La durée nécessaire à la fissuration dépend de la valeur de la contrainte appliquée (fig. 13). Toutefois, nous pensons qu'il est souhaitable de préférer à l'Inconel X 750 la nuance Inconel 718, elle aussi à hautes caractéristiques mécaniques, mais moins riche en nickel (tableau I). Les travaux que nous avons effectués en collaboration avec l'Electricité de France ont en effet montré sur cet alliage l'absence de fissuration, même dans des conditions sévères et pour des durées très longues / 20 /.

En présence de soude, la sensibilité à la fissuration intergranulaire sous contrainte de l'Inconel 600 (fig. 14) est encore plus marquée que dans l'eau pure. Ainsi, le traitement aux phosphates a conduit à des ruptures en service par suite de la présence de soude libre. La soude peut se former principalement par l'action du phosphate sur la magnétite ou le fer et, par suite des conditions thermohydrauliques dans les générateurs de vapeur, l'alcali peut atteindre en certains endroits une concentration élevée. Des études de laboratoire sur la fissuration de l'Inconel 600 dans des solutions de soude, comparativement à d'autres alliages austénitiques, ont en conséquence été entreprises, depuis quelques années, d'une part par l'Electricité de France / 21, 22, 23 /, d'autre part par le Commissariat à l'Energie Atomique / 24, 25, 26 /. En Allemagne, aux Etats-Unis, en Grande-Bretagne, en Suisse, des travaux ont également été réalisés sur ce sujet / 27 à 32, 35 /. Il est évident que le remplacement du traitement aux phosphates de sodium par un traitement volatil joue dans un sens favorable.

Quels mécanismes peut-on avancer pour expliquer la fissuration intergranulaire sous contrainte de l'Inconel 600 ?

Différents laboratoires se sont naturellement penchés sur l'étude des mécanismes intervenant dans la fissuration de l'Inconel 600. Les travaux les plus récents ont donné lieu aux publications suivantes: / 2, 13, 16, 32 /. Le problème se révèle très complexe et on ne dispose encore que d'un certain nombre d'hypothèses. Nous avons déjà fait part des travaux effectués au Commissariat à l'Energie Atomique / 13 /. Ceux-ci ont montré que, dans l'eau pure à haute température et désoxygénée, les traitements thermiques conduisant à des précipitations de carbures aux joints de grains diminuent la sensibilité de l'Inconel 600 à la fissuration. H.A. DOMIAN et al / 16 / ainsi que D.F. LEVSTEK / 34 / ont confirmé ces résultats qui vont dans un sens opposé à la conception générale des phénomènes d'attaque intergranulaire. Des essais



conduits par Babcock et Wilcox en milieu de soude / 31, 36 / montrent également que la résistance à la fissuration sous contrainte de l'Inconel 600 est augmentée par des traitements dans la zone de sensibilisation à 593 et 649° C (1 100 et 1 200° F). Ainsi, le même phénomène particulier, rencontré dans l'eau pure, se retrouve en milieu sodique. On a donc, à notre avis, tout lieu de penser qu'en partie ou moins des mécanismes identiques interviennent dans les solutions sodiques et dans l'eau pure, la présence de soude accélérant simplement le processus.

L'effet bénéfique de la précipitation de carbures aux joints de grains peut avoir pour raisons / 16 / :

- le piégeage d'éléments solubles ségrévés aux joints,
- la réduction de la diffusion, le long des joints de grains, d'éléments solubles critiques,
- l'abaissement de l'énergie interne des joints,
- la prévention du glissement des joints par un mécanisme de blocage.

VAN ROOYEN / 35 / suggère que les joints de grains seraient purifiés par dissolution dans le carbure de chrome d'éléments ségrévés. Rappelons que nous avons suspecté l'existence d'une relation entre les ségrégations d'impuretés nocives aux joints de grains et la fissuration à la corrosion sous contrainte de l'Inconel 600 / 11 /.

L'Inconel 600 a-t-il déjà donné lieu à des fissurations sur des réacteurs ?

Des incidents se sont effectivement produits ; nous retiendrons les suivants :

Réacteur d'Agesta (Suède) / 37 /

Nous faisons état de ce cas essentiellement dans un but historique ; il s'agit en effet de la première fissuration de l'Inconel 600 en réacteur. Courant 1966, trois tubes d'inspection en Inconel 600, exposés 250 jours dans l'eau à 217° C additionnée de 1 à 4 ppm de LiOH et KOH, se sont fissurés intergranulairement pour des contraintes voisines de la limite d'élasticité.

Réacteur de San Onofre / 40 /

De faibles fuites ( $4 \text{ l.j}^{-1}$ ) du circuit primaire vers le circuit secondaire ont été décelées vers la fin de 1970 sur des tubes en Inconel 600 du générateur de vapeur (côté secondaire).

Réacteur d'Haddam Neck (Connecticut Yankee) / 40 /

On a relevé des fuites plus sérieuses sur ce réacteur notamment dans l'un des quatre générateurs de vapeur où, en 1970, après 2 ans et demi de fonctionnement, elles atteignaient  $300 \text{ l.h}^{-1}$ . Deux tubes en Inconel 600 étaient fissurés dont l'un complètement rompu. Les fissures se sont produites 2 cm au-dessus de la plaque tubulaire, toujours du côté du circuit secondaire.

Réacteur de Robinson / 41 /

La fissuration de tubes en Inconel 600 ont en 1972 conduit à des fuites de l'ordre de  $3 000 \text{ l.h}^{-1}$ . L'attaque portait du côté secondaire.

Les trois derniers réacteurs (San Onofre, Haddam Neck, Robinson) utilisaient le traitement aux phosphates de sodium.

Réacteur KWO (Obrigheim) R.F.A. / 42 /

L'eau du circuit secondaire de cette centrale a toujours subi un traitement volatil.

La chimie du milieu primaire a varié au cours des années. Du démarrage du réacteur (Mars 1969) jusqu'à la fin de 1971, la teneur en lithium était très basse (Li 0,05 à 0,2 ppm) ; début 1972, elle a été remontée à 1,2 ppm. Au mois de Juin 1975, 129 tubes ont dû être bouchés sur l'un des générateurs de vapeur, 59 sur l'autre en raison de fuites provenant de la fissuration de l'Inconel 600. Des fissures (type A, fig. 15) se situaient au-dessus de la plaque tubulaire ; elles partaient du côté du circuit secondaire. D'autres fissures du type B 1 et B 2 avaient leur origine du côté primaire et se trouvaient situées dans la partie des tubes dudgeonnés sur la plaque tubulaire.

#### Réacteur de Beznau 1 / 43 /

Jusqu'au mois d'août 1971, plusieurs fuites furent détectées sur les tubes en Inconel 600. Le réacteur utilisait le traitement volatil, toutefois on a relevé dans le circuit secondaire la présence de bases fortes ainsi que des dépôts abondants de magnétite en certains endroits. A partir de août 1971, le traitement volatil a été remplacé par le traitement aux phosphates. Quelques mois après (décembre 1971), environ 20 % des tubes des deux générateurs de vapeur révélaient des fuites par examen aux courants de Foucault. Les fissures étaient localisées à quelques centimètres au-dessus de la plaque tubulaire sur la partie la plus chaude des tubes.

#### Réacteur de Garigliano / 46 /

Il s'agit d'un réacteur bouillant sur lequel un tube en Inconel 600, destiné à l'évacuation des incondensables, a fissuré par corrosion intergranulaire sous contrainte dans le voisinage d'une soudure.

#### Quelles solutions est-il possible d'apporter aux problèmes de la fissuration de l'Inconel 600 ?

On peut envisager l'utilisation d'autres alliages. Dès 1966 / 11 / nous avons souligné l'intérêt des alliages austénitiques " fer-chrome-nickel " à teneur moyenne en nickel. Dans l'une de nos études / 17 /, une série d'alliages austénitiques à 17 % de chrome et à teneur en nickel variant de 10 à 77 % a été expérimentée, après hypertrempe, sous contrainte, à 350° C, d'une part dans l'eau pure, d'autre part dans une solution chlorurée (2 g.kg<sup>-1</sup> de Cl<sup>-</sup> sous forme de NaCl). Les milieux étaient désoxygénés. Le diagramme de la figure 16 met en évidence les résultats. On voit que les alliages à teneur moyenne en nickel présentent un intérêt très net. Ceux du type de l'Incoloy 800 (Cr : 20 %, Ni : 35 %) paraissent les plus attrayants, leur teneur en nickel permet en effet d'échapper, d'une part à la fissuration transgranulaire en présence de chlorures, d'autre part à la fissuration intergranulaire subie par les alliages à haute teneur en nickel. Les alliages du type de l'Incoloy 800 ont, en outre, de façon générale, une meilleure tenue que l'Inconel 600 à la fissuration caustique / 23, 26 / sauf peut être dans les solutions concentrées en soude / 23 /.

L'Incoloy 800 est actuellement employé en Allemagne dans les unités construites par la Société Kraftwerk Union (KWU). La teneur en nickel est toutefois un peu plus basse que celle que nous préconisons.

L'Inconel 690, alliage moins riche en nickel (Ni  $\leq$  58 %) que l'Inconel 600 et plus riche en chrome (23 - 31 %) retient également l'attention / 23 /.

Par ailleurs, si l'on veut conserver l'Inconel 600, il convient, pour acquérir une plus grande fiabilité, d'améliorer ses caractéristiques métallurgiques et de réduire les contraintes résiduelles par des traitements thermiques appropriés / 44 /.

## 2. LE PHENOMENE DE " WALL THINNING "

Dans le cas d'un traitement aux phosphates de sodium, si le rapport  $\text{Na}/\text{PO}_4$  est trop bas, nous avons vu précédemment qu'il se forme un phosphate acide. Les zones dans lesquelles se concentre ce phosphate acide subissent une attaque ; les tubes, en particulier, peuvent être ainsi l'objet d'amincissement susceptible d'atteindre 80 % de leur épaisseur, c'est le phénomène appelé " wall thinning ". La figure 17, donnée à titre d'exemple, met en évidence l'aspect du " wall thinning " sur un tube en Inconel 600. En plus de l'attaque générale, on remarque des cavités. Ce genre de corrosion a été relevée sur un certain nombre de réacteurs parmi lesquels Robinson 2, Beznau 1 et 2, Ginna 1, San Onofre 1 / 45 /.

## 3. LE PHENOMENE DE " DENTING "

Le phénomène, désigné sous le nom de " denting ", a été découvert récemment. Il est susceptible d'apparaître dans les générateurs de vapeur, du côté du circuit secondaire, à l'interface entre les tubes en Inconel 600 et les plaques support en acier au carbone. Il se traduit par la déformation (striction) des tubes en raison de l'expansion des produits de corrosion issus de l'acier. La réduction de diamètre peut amener le blocage des sondes nécessaires aux contrôles périodiques des faisceaux tubulaires par courants de Foucault.

Dans un modèle de générateur de vapeur, chaque tube en Inconel 600 passe, avec un jeu de l'ordre de quelques dixièmes de millimètre, à travers les plaques support (6 à 8) en acier au carbone. On a dans certains cas observé, à l'intérieur du faible espace ainsi créé, une corrosion accélérée de l'acier au carbone, encore mal expliquée. La magnétite produite exerce une force de compression sur le tube qui se déforme en donnant lieu à un rétreint local désigné sous le nom de " dent ". Dans certains cas, des fuites se sont produites dans des tubes ayant subi le " denting ". Peut-être s'agit-il d'un phénomène de fissuration sous contrainte de l'Inconel 600 aux extrémités de la zone où le tube subit une variation de diamètre. Les tensions résultant de l'expansion des produits de corrosion peuvent également conduire à la déformation des plaques support en acier, provoquant ainsi des contraintes et des distorsions sur certains tubes.

La figure 18 présente une vue schématique de la situation d'un tube avant et après le " denting ". Ce cas peut être considéré comme une striction maximale.

Six installations de Westinghouse se sont trouvées affectées par ce phénomène de corrosion : San Onofre 1, Surry 1 et 2, Turkey Point 3 et 4, Indian Point 2 / 49 à 51 /. Les incidents de Surry 2 sont les plus graves : 10 % des tubes ont déjà dû être obturés. Au delà de 12 %, il est possible qu'il soit nécessaire de changer le générateur de vapeur / 51 /. Dans la centrale Palisades (Combustion Engineering) le " denting " s'est également manifesté mais la striction n'était pas très profonde / 52 /.

Les réacteurs les plus atteints par le " denting " ont utilisé le traitement aux phosphates, suivi d'un traitement volatil. Toutefois, le phénomène a été également relevé, mais avec une faible acuité, sur plusieurs réacteurs qui, dès l'origine, employaient le traitement volatil. En outre, des réacteurs ayant poursuivi constamment la marche en phosphates ne présentent que de légers signes de striction sur certains tubes. Le phénomène de " denting " n'est pas à ce jour maîtrisé, des études approfondies sont nécessaires, tant sur le plan de la technologie que sur celui de la compréhension des mécanismes.

#### 4. CONCLUSION

Au cours de cet exposé, obligatoirement fragmentaire, nous avons passé en revue les principaux problèmes de corrosion localisée intervenant sur les matériaux de structure des réacteurs à eau légère. Il est évident que, pour le choix d'un alliage, la résistance à la corrosion n'est pas le seul facteur à prendre en compte. Il convient, en effet, d'examiner simultanément les propriétés mécaniques de l'alliage, ses caractéristiques thermiques, les éléments constitutifs pouvant s'activer dans le circuit primaire. Le choix à faire peut dépendre également de la conception de l'appareil. Ainsi, à titre d'exemple, si l'on considère un générateur à tubes droits (type Babcock et Wilcox) la dilatation différentielle des tubes, vis-à-vis de l'enveloppe en acier au carbone, conduit à choisir l'Inconel 600 qui, en raison de son coefficient de dilatation voisin de celui de l'acier au carbone, permet de détentionner intégralement le générateur en fin de fabrication. Dans ces conditions d'ailleurs, les risques de corrosion sous contrainte disparaissent en pratique. En revanche, les alliages à teneur moyenne en nickel (Incoloy 800) sont tout à fait utilisables dans un générateur à tubes cintrés.

En dehors des problèmes de corrosion sous contrainte, le phénomène de " denting " retient actuellement l'attention. Non seulement il paraît responsable de certaines fuites, mais la striction qu'il entraîne sur les tubes gêne les contrôles de l'intégrité des faisceaux tubulaires.

Si l'on se réfère aux explications des mécanismes des différents types de corrosion rencontrés, on voit qu'en raison de la multiplicité des facteurs entrant en jeu elles sont, ou encore quasi inexistantes (" denting "), ou incomplètes (corrosion sous contrainte). Des recherches de base plus poussées s'imposent comme complément indispensable aux essais technologiques.

---

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- / 1 / W.E. BERRY, E.L. WHITE, W. K. BOYD  
Stress corrosion cracking of sensitized stainless steel in oxygenated high temperature water.  
Corrosion (NACE), 29, (12), (Dec. 1973), 451
- / 2 / R.L. COWAN, G.M. GORDON  
Intergranular stress corrosion cracking and grain boundary composition of Fe-Ni-Cr alloys.  
International conference stress corrosion cracking and hydrogen embrittlement of iron base alloys, Unieux-Firminy, Juin 1973, preprint n° G.14, page 15, à paraître
- / 3 / J.P. HIGGINS  
Nucl. News (1968), 11 (11), 37
- / 4 / C.F. CHENG  
Corrosion cracking of stainless steel in water cooled reactors.  
Reactor technology (1970), 13, (3)
- / 5 / H.C. BURGHARD  
Special report on S.W.R. 1, Project n° 07 159902 (1969)
- / 6 / Nucleonics Week  
1970, 11 (11), March 19 ; 1970, 11 (14), April 9 ; 1970, 11 (19), May 14
- / 7 / A. DESESTRET, P. COMBRADE  
Aciers inoxydables dans les réacteurs à eau bouillante.  
2ème Colloque sur les aciers spéciaux et l'énergie nucléaire, Paris, Décembre 1976. A paraître.
- / 8 / L. CHAUDON, H. CORIOU, L. GRALL, C. MAHIEU  
Mesure du pH à haute température. Application à des solutions d'acide borique et de lithine.  
A paraître dans Corrosion Science.
- / 9 / H. CORIOU, L. GRALL, Y. LE GALL, S. VETTIER  
Corrosion sous contrainte de l'Inconel dans l'eau à haute température.  
3ème Colloque de Métallurgie sur la corrosion, Saclay (1959), North Holland Publishing Co, Amsterdam, 161-169
- / 10 / H. CORIOU, L. GRALL, M. PELRAS, S. VETTIER  
Fissuration sous contrainte en milieu chloruré et dans l'eau pure à haute température d'alliages inoxydables au nickel.  
Comptes rendus du Colloque de la Société Européenne d'Energie Atomique, Studsvik (Suède), Mai 1962
- / 11 / H. CORIOU, L. GRALL, C. MAHIEU, M. PELRAS  
Sensitivity to stress corrosion and intergranular attack of high nickel austenitic alloys.  
Corrosion (NACE), 22, (10), (Oct. 1966), 280-290

- / 12/ H. CORIOU, L. GRALL  
Stress corrosion cracking of high nickel austenitic alloys.  
NATO Conference on the theory of stress corrosion cracking in alloys,  
Avril 1971, Lisbonne ; NATO, Bruxelles.
- / 13/ J. BLANCHET, H. CORIOU, L. GRALL, C. MAHIEU, C. OTTER,  
G. TURLUER  
Influence de la contrainte, des traitements thermiques et des couplages  
sur la fissuration intergranulaire des alliages Inconel 600 et X 750.  
5ème Congrès Européen de la Corrosion de la Fédération Européenne de  
la Corrosion, Paris, 24-28 Septembre 1973.  
Journal des Matériaux Nucléaires, 1975, 55, 2, 187-206
- / 14/ G.G. FOSTER, J.W. TAYLOR  
Stress assisted corrosion of Inconel 600 heat exchanger tubing in high  
temperature water.  
Institution of Civil Engineers. Conference " Effects of environment on  
material properties in nuclear systems ", Londres, 1-2 Juillet 1971
- / 15/ R.M. RENTLER, I.H. WELINSKY  
Effect of HNO<sub>3</sub>-HF pickling on stress corrosion cracking of Ni-Cr-Fe  
alloy-600 in high purity water at 660° F.  
WAPD-TM 944, Octobre 1970
- / 16/ H.A. DOMIAN, R.H. EMANUELSON, L. KATZ, L.W. SERVER,  
G.J. THEUS  
Effect of microstructure on stress corrosion cracking of Alloy 600 in  
high purity water.  
The International corrosion forum devoted exclusively to the protection  
and performance of materials, Houston, Texas, March 22-26, 1976 ;  
Paper n. 99, à paraître
- / 17/ H. CORIOU, L. GRALL, P. OLIVIER, H. WILLERMOZ  
Influence of carbon and nickel content on stress corrosion cracking of  
austenitic stainless alloys in pure or chlorinated water at 350° C.  
Proceedings of Conference " Fundamental aspects of stress corrosion  
cracking ", Columbus 1968, Ohio State University ; Ed. NACE (1969)
- / 18/ H. CORIOU, L. GRALL  
Problèmes posés par la corrosion sous contrainte des aciers et alliages  
austénitiques dans les circuits d'eau pour la production d'énergie.  
Conférence présentée au Congrès " Chimie de l'eau et corrosion aqueuse  
dans les générateurs de vapeur ", Ermenonville, 13-17 Mars 1972
- / 19/ G. BOISDE, H. CORIOU, L. GRALL, R. MAHUT  
Intergranular stress corrosion cracking of Inconel X 750 in pressurized  
water at 300° C.  
NACE, annual meeting, Chicago, Mars 1971
- / 20/ L. GRALL  
Les problèmes de corrosion dans les réacteurs à eau légère.  
Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques, 212, 1976, 47-55

- / 21 / Ph. BERGE, J.R. DONATI, B. PRIEUX, D. VILLARD  
Corrosion sous tension en milieu caustique des alliages austénitiques Fe-Cr-Ni.  
6ème Congrès International sur la corrosion métallique, Sydney, 3-9 Décembre 1975
- / 22 / Ph. BERGE, H.D. BUI, J.R. DONATI, D. VILLARD  
Communication présentée au Congrès " Corrosion/75 " de la NACE, Toronto, Avril 1975
- / 23 / Ph. BERGE, J.R. DONATI  
Alliages de nickel pour tubes d'échangeurs de réacteurs à eau pressurisée.  
18ème Colloque de Métallurgie " Le nickel et son rôle spécifique dans certains alliages ", édité par le CEN.Saclay, 1975, 426-456
- / 24 / J. BLANCHET, H. CORIOU, L. GRALL, R. YVET  
Corrosion and stress corrosion cracking in water and steam at elevated temperatures.  
Proceeding of BNES Conference, Reading, 25-26 Sept. 1975, Paper 5
- / 25 / J. BLANCHET, H. CORIOU, L. GRALL, C. MAHIEU  
Corrosion sous contrainte d'alliages austénitiques en milieux aqueux contaminés et à haute température.  
Journées d'Automne de la Société Française de Métallurgie, 19-21 Octobre 1976, communication n° 63. A paraître
- / 26 / J. BLANCHET, H. CORIOU, R. DESRUES, L. GRALL, R. YVET  
Corrosion et fissuration sous contrainte d'alliages austénitiques dans l'eau et la vapeur à haute température.  
Rapport du CEBELCOR, vol. 127, RT 228/40-49, Novembre 1975
- / 27 / R.G. ASPDEN, I.L.W. WILSON, F.W. PIMENT, R.T. BEGLEY  
Behaviour of Inconel 600 and other austenitic Fe-Ni-Cr alloys in caustic environments.  
Rapport du CEBELCOR, vol. 127, RT 228/33-40, Novembre 1975
- / 28 / M. HEISE  
Corrosion of Inconel 600 steam generators tubes in phosphate containing feed water.  
Rapport du CEBELCOR, vol. 127, RT 228/7-9, Novembre 1975
- / 29 / M.A. CORDOVI  
Corrosion behaviour of high nickel alloys in 50 % sodium hydroxide and effects of residual elements in Alloy 600.  
Rapport du CEBELCOR, vol. 127, RT/31-32, Novembre 1975
- / 30 / G.J. BIGNOLD  
The behaviour of Inconel 600 in high temperature phosphate solutions.  
Rapport du CEBELCOR, vol. 127, RT/34-36, Novembre 1975
- / 31 / G.J. THEUS  
Caustic stress corrosion cracking of Inconel 600, Incoloy 800 and type 304 stainless steel  
- International conference on materials for nuclear steam generators, Gatlinburg, Tennessee, Sept. 9-12, 1975  
- Nuclear technology, 28, 1976, 388-397

- / 32 / L. STIEDING  
Discussion paper n. 25  
" Application of Alloy 800 in PWRs "  
Brit. Nucl. Energy Soc. Materials Conference, Sept. 25-26, 1974
- / 33 / S.H. BUSH et R.L. DILLON  
Stress corrosion in nuclear systems.  
Conférence sur la fissuration sous tension et la fragilisation par  
l'hydrogène des alliages à base de fer, Firminy (France), Juin 1973,  
à paraître
- / 34 / D.F. LEVSTEK  
Material aspects of the design of the nuclear once-through steam  
generator.  
International conference on materials for nuclear steam generator tubing,  
Gatlinburg, Tennessee, Sept. 9-13, 1975
- / 35 / D. VAN ROOYEN  
Review of the stress corrosion cracking of Inconel 600.  
Corrosion (NACE), 31, (9), (Sept. 1975), 327-337
- / 36 / J.R. CELS  
Stress corrosion cracking of stainless steel and nickel alloys at controlled  
potentials in 10 % caustic soda solutions at 550° F.  
Electrochemical Society Dallas Texas Meeting, Oct. 5-10, 1975
- / 37 / B. GRONWALL and al.  
Intercrystalline stress corrosion cracking of Inconel 600 inspection tubes  
in the Agesta reactor.  
Nucl. Eng. and Des. (1967), 6, 383
- / 38 / YOSHIO ANDO  
IAEA Technical committee meeting on stress corrosion cracking problems  
in the primary pressure systems, Palo Alto, CA, March 30, 1976
- / 39 / Muzaffer KEHNEMUYI  
IAEA Technical committee meeting on stress corrosion cracking problems  
in the primary pressure systems, Palo Alto, CA, March 30, 1976
- / 40 / Ph. BERGE  
A review of stress corrosion cracking experience in water cooled reactors.  
Proceedings of the international conference on corrosion organised by the  
British Nuclear Energy Society, 1-2 July 1971, 73-78
- / 41 / Rapport DOCKET 50261-14
- / 42 / H.J. SCHENK  
Tube defects in KWO steam generators and results of their investigations.  
Paper n. 115, " Corrosion/75 ", Toronto, April 14-18, 1975
- / 43 / J. WEBER, P. SURY  
Intergranular stress corrosion cracking of nickel alloys in pressurized water.  
Materials Performance, Feb. 1976, 34-42
- / 44 / Ph. BERGE, H.D. BUI, J.R. DOPIATI, D. VILLARD  
Residual stresses in bent tubes for nuclear steam generators.  
Paper n. 111 " Corrosion/75 ", Toronto, April 14-18, 1975



- / 45 / P.D. STEVENS-GUILLE, M.G. HARE  
Steam generator tubes failures world experience in water-cooled nuclear power reactors in 1973.  
AECL 5013, January 1975
- / 46 / ENEL  
Scambio di esperienze tra esenranti di centrali elettronucleari nell ambito della communita europea dell'energia atomica.  
Eberbach am neckar, 2-3 décembre 1970
- / 47 / W. HUBNER, B.J.E. JOHANSSON  
Stress corrosion cracking of austenitic Fe-Cr-Ni alloys in high temperature water with and without chlorides  
Arbets rapport AE MK 304, 1972
- / 48 / W. HUBNER, B.J.E. JOHANSSON, M. de POURBAIX  
Studies of tendency of intergranular stress corrosion cracking of austenitic Fe-Cr-Ni alloys in high purity water at 300° C.  
Report AE 437, Aktiebolaget Atomenergi, Studsvik, Nyköping (Sweden), 1972
- / 49 / " Denting is the latest generator problem to hit operating units.  
Nucleonics Week, October 28, 1976
- / 50 / Surry 1  
Nuclear Engineering International, 21, 88, Avril/Mai 1976
- / 51 / Vepco is at least considering replacing steam generators at its Surry.  
Nucleonics Week, December 16, 1976
- / 52 / M.G. HARE  
Steam generator tubes failures.  
World experience in water-cooled nuclear power reactors in 1975  
AECL 5625

**SCHEMA DE PRINCIPE  
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE  
AVEC REACTEUR A URANIUM ENRICHIS  
ET EAU BOUILLANTE**

- 1 Cœur du réacteur
- 2 Barres de contrôle
- 3 Séparateur
- 4 Sècheur
- 5 Cuve
- 6 Turbine
- 7 Alternateur
- 8 Pompe
- 9 Condenseur
- 10 Eau de la rivière

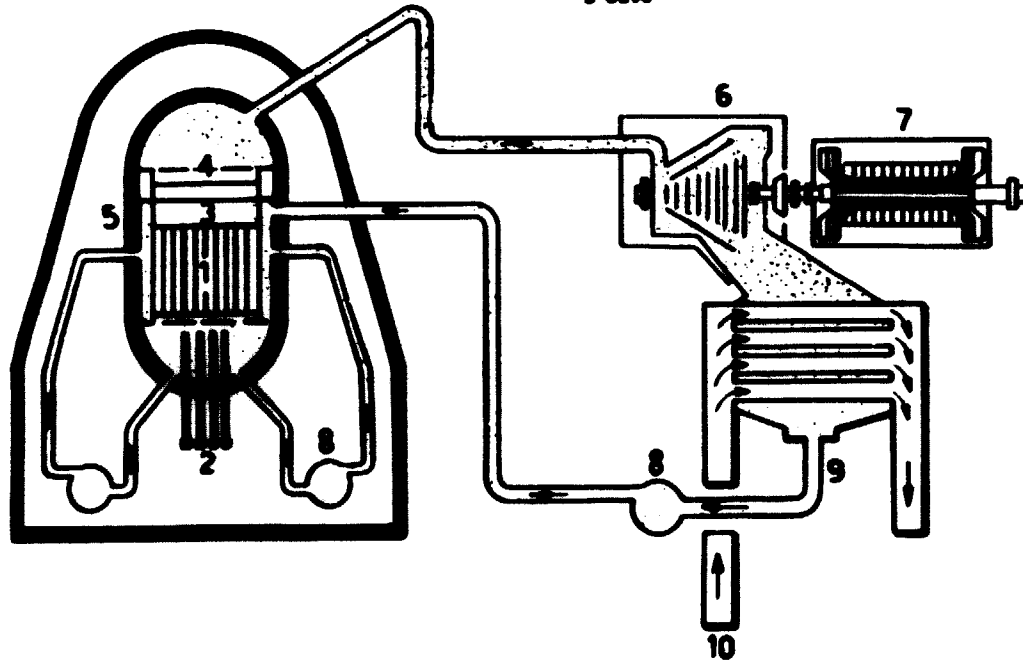
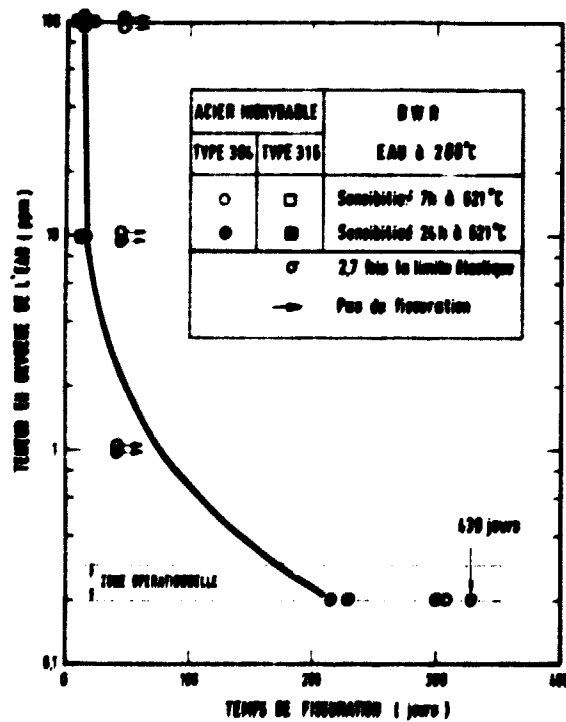


Fig. 1



Effet de l'oxygène dissous sur le temps de fissuration  
d'échantillons d'aciers inoxydables 304 et 316, à l'état  
sensibilité, dans l'eau à 200°C

( Battelle - Columbus U.S.A )  
Ref - 1

Fig. 2

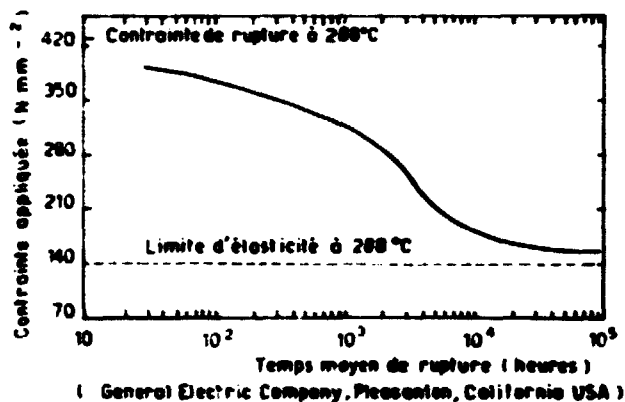


Fig. 3

Effet de la contrainte sur la fissuration intergranulaire de l'acier 304, à l'état sensibilisé, dans l'eau à 288°C ( $O_2 = 0,2$  ppm) - Réf. / 2/.



Fig. 4

Acier du type 304, à l'état sensibilisé, fissuré sous contrainte dans l'eau à 288°C ( $O_2 = 100$  ppm).  
(Battelle - Columbus, USA) Réf. / 1/.

**SCHEMA DE PRINCIPE  
D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE  
AVEC REACTEUR A URANIUM ENRICH  
ET EAU SOUS PRESSION**

- |                      |                      |
|----------------------|----------------------|
| 1 Cœur de réacteur   | 6 Turbine            |
| 2 Barres de contrôle | 7 Alternateur        |
| 3 Echangeur          | 8 Pompe              |
| 4 Pressuriseur       | 9 Condenseur         |
| 5 Cuve               | 10 Eau de la rivière |

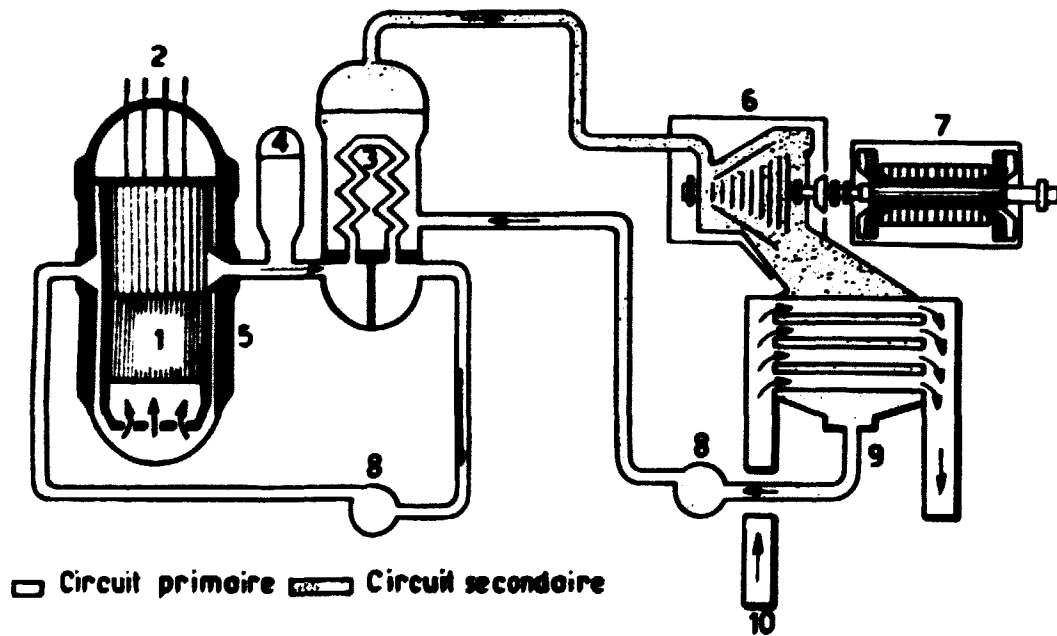


Fig. 5

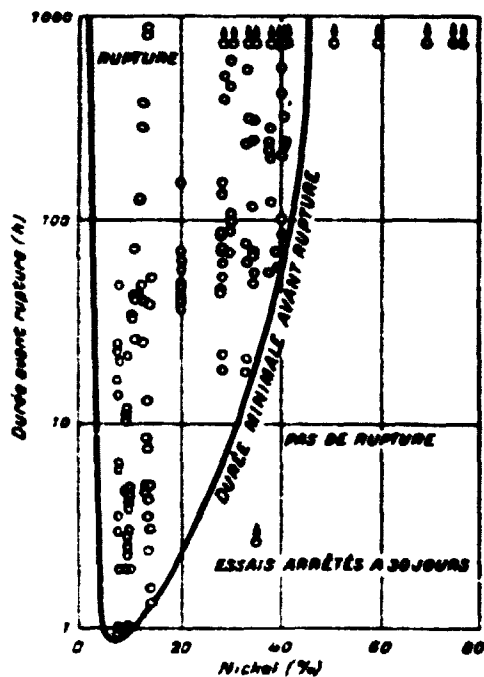


Fig. 6

Influence de la teneur en nickel  
 sur la résistance à la corrosion sous contrainte (d'après H.R. Copson).  
 (Acier à 18 % Cr, état hypereffluant, essai en traction :  $304 \text{ N.mm}^{-2}$ ,  
 milieu  $\text{MgCl}_2$  à l'ébullition,  $154^\circ \text{C}$ ).



Fig. 7 - Alliage Inconel 600  
 (C = 400 ppm) fissuré après 9 mois.



Fig. 8 - Alliage Cr 17 %, NI 77 %, Fe  
 (C = 20 ppm) fissuré après 6 mois.

Etat hypereffluant  
 Milieu : eau déminéralisée  
 Température :  $350^\circ \text{C}$   
 Contrainte exercée par flexion (déformation permanente de 0,5 %)  
 (C.E.A.)

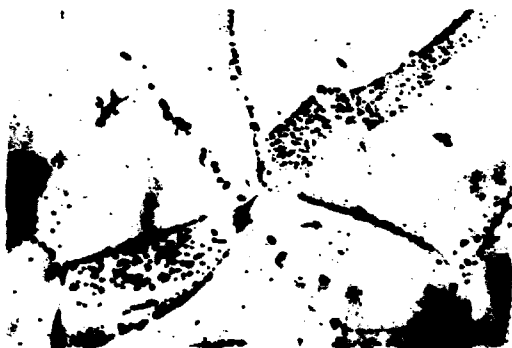


Fig. 9

Structure des joints de grains de l'Inconel 600 commercial. Noter les précipitations inter et intragranulaires de carbures (C = 400 ppm).

(C.E.A.)



Fig. 10

Structure des joints de grains de l'alliage du type de l'Inconel 600 à ultra bas carbone. Noter l'absence de précipitations intergranulaires de carbures (C = 20 ppm).

(C.E.A.)



Fig. 11

Eprouvette d'Inconel X 750 rompue après 210 heures dans l'eau à 350° C sous une contrainte de traction :

$$\sigma = 1,2 \text{ E } \frac{350}{0,2} \text{ C}$$

(C.E.A.)



Fig. 12

Aspect intergranulaire de la fissuration de l'Inconel X 750 intervenue sous une contrainte de traction ( $\sigma = 1,0 \text{ E } \frac{350}{0,2} \text{ C}$ ) après 510 heures dans l'eau à 350° C

(C.E.A.)

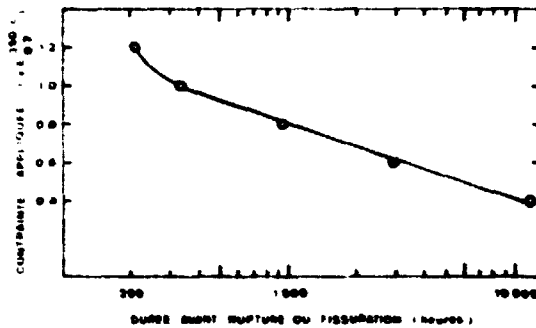


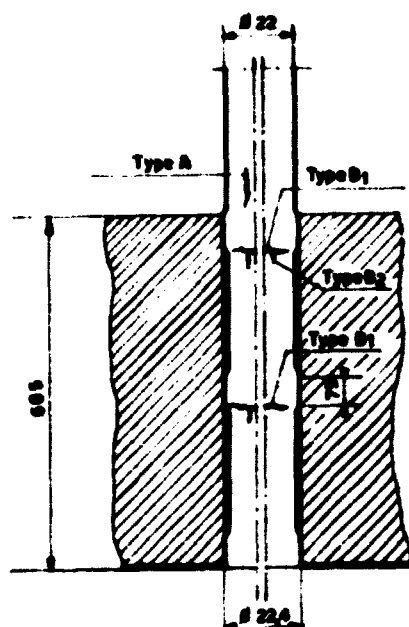
Fig. 13

Inconel X 750 - Relation entre la contrainte appliquée par traction et la durée de vie de 50 % des éprouvettes expérimentées dans l'eau à 350° C.  
(C.E.A.)



Fig. 14

Fissuration intergranulaire de l'Inconel 600 après 2 000 heures dans une solution de soude à 10 % (échantillon contraint par formage en U).  
(C.E.A.)



Représentation schématique des fissures sur un tube du réacteur d'Obrigheim

Fig. 15

(H.J. Schenk - Réf. / 42 /)

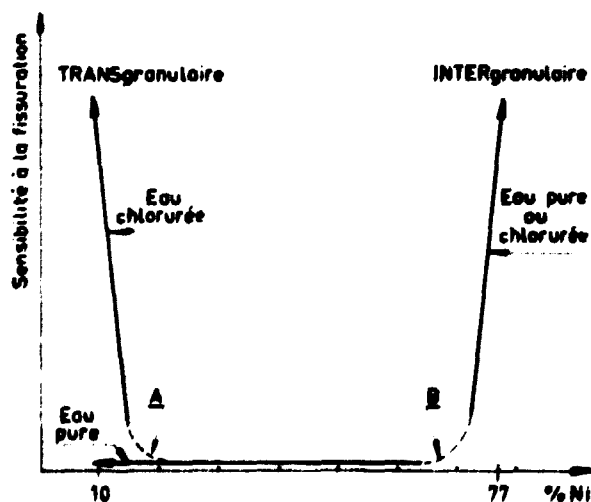


Fig. 16

Schéma montrant pour des alliages (fer, chrome, nickel) à 17 % de chrome l'influence de la teneur en nickel sur la sensibilité à la fissuration sous contrainte dans l'eau pure et dans des solutions chlorurées à haute température.

( $t \sim 300 - 350^\circ \text{C}$ .  $\text{O}_2 \leq 0,003 \text{ ppm}$ )

(C.E.A.)



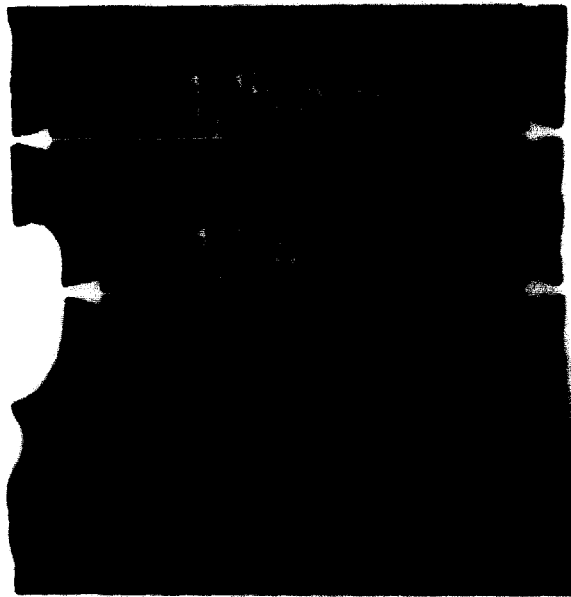
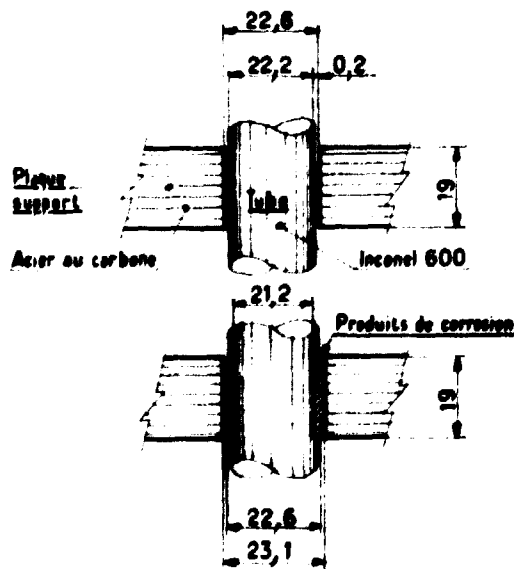


Fig. 17

Phénomène de " wall-thinning ".  
Corrosion localisée sur un tube de générateur de vapeur en Inconel 600.



Vue schématique de la situation  
avant et après le " denting "

Fig. 18

