

Low Cycle Fatigue in Hot Water

B. Barrachin

*Commissariat à l'Energie Atomique,
Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire,
B.P. No. 6, F-92260 Fontenay-aux-Roses, France*

C. Garnier, G. Kowalczyk, J. Podeur

*Commissariat à l'Energie Atomique,
C.E.N. Saclay, D.E.M.T., B.P. No. 2, F-91190 Gif-sur-Yvette, France*

SUMMARY-

The fatigue behavior of mechanical structures in the construction of nuclear reactors is extremely important from both the safety and the reliability standpoints. It is in connection with nuclear reactors that fatigue analysis methods were introduced into the analysis of pressure vessels. The provisions of the Decree of 26 February 1974 regulate the construction of the pressure components of nuclear reactors in France. An estimation of fatigue behavior is required by article 10 of the Decree of 26 February 1974, while article 19 calls for the effect of the environment to be taken into account.

Routine practice in estimating behavior is described in Section III of the ASME code, which refers to design curves giving the number of allowable cycles as a function of alternating stress intensity. The design curves are plotted from test results on test specimens. On examination of the conditions of these tests, it appears that most of them have been performed in environmental conditions which are different from those surrounding the materials of a nuclear reactor. This remark is consistent with the general policy of ASME code, of which the rules "Do not cover deterioration which may occur in service as a result of radiation effects, corrosion, erosion, or instability of the Material".

In order to assess the deterioration of the material under the combined effect of cyclic load variations (fatigue) and the presence of pressurized hot water, it is therefore necessary to secure fatigue test results obtained in a medium which suitably represents the water in the circuit of a pressurized water reactor. This program is underway at Saclay, and the results already obtained have been confined to previous publications on this matter.

Here now results are given, concerning new materials (austenitic alloys), effect of chloride content of water and additional results on current materials.

A general review of all the results obtained is made and formulas and curves are given allowing to appraise the real safety margin in PWR environment. As an example of these results concerning an austenitic steel of 316 L type the following formula can be applied (ξa = strain amplitude, N nb of cycles to failure)

- air - R.T $\xi a = 16,2 N^{-0,37}$
- water (PWR 300°C) $\xi a = 9 N^{-0,38}$
- water PWR (300°C) $\xi a = 5,4 N^{-0,33}$

with anormal concentration
of chloride (1500 ppb)

1. Introduction

Le comportement à la fatigue des structures mécaniques dans la construction des réacteurs nucléaires revêt une grande importance tant sur le point de vue de la sécurité que de la fiabilité. C'est à propos des réacteurs nucléaires que les méthodes d'analyses à la fatigue ont été introduites dans l'analyse des récipients sous pression [1]. Les prescriptions de l'arrêté du 26 Février 1974 [2] [3] [4] réglementent la construction des composants sous pression des réacteurs nucléaires. Un certain nombre de prescriptions relatives aux dégradations dues au temps, aux charges appliquées et à l'environnement sont étudiées. Une estimation de la tenue à la fatigue est prescrite par l'article 10 du 26 Février 1974, tandis que l'article 19 prescrit que l'effet de l'environnement soit pris en compte.

Le procédé de calcul est lié à l'existence de résultats d'essais sur éprouvettes, résultats transposés d'ailleurs pour l'utilisation. Il est donc nécessaire pour s'assurer du bien fondé de la méthode de disposer de résultats d'essais convenables.

La pratique courante d'estimation de la tenue à la fatigue est celle contenue dans la section III du code ASME [5] et qui se réfère à des "Design Curves" donnant le nombre de cycles admissibles en fonction de la variation de l'amplitude de variation de contrainte. Cette méthode est exposée en détail dans les publications de B.F. Langer [6] [7] ou dans les commentaires [8] relatifs à [5]. Les "Design Curves" sont tracées à partir de résultats d'essais sur éprouvettes. A l'examen des conditions de ces essais, il apparaît que la plus grande partie d'entre eux ont été réalisés dans des conditions d'environnement différentes de celles où peuvent se trouver les matériaux d'un réacteur nucléaire. Cette remarque est d'ailleurs cohérente avec la politique générale de [5] dont les règles "Do not cover deterioration which may occur in service result of radiations effects, corrosion, erosion, or instability of the material".

Il est donc nécessaire pour apprécier la dégradation du matériau sous l'effet conjugué de la variation cyclique de charge (fatigue) et de la présence d'eau pressurisée et chaude de disposer d'essais de fatigue réalisés dans un milieu représentant convenablement l'eau du circuit d'un réacteur à eau pressurisée. Un tel programme est en cours à Saclay, des résultats déjà obtenus font l'objet de publications antérieures sur ce sujet [9] [10] [11] [12].

La première partie de notre programme a consisté à la réalisation d'essais dans les conditions d'ambiance du circuit primaire d'un réacteur PWR, c'est-à-dire dans les conditions normales avec une teneur en chlorures de l'ordre de 150 ppb.

La deuxième partie de notre programme consiste à réaliser les mêmes essais, mais cette fois dans les conditions accidentelles du circuit primaire avec une teneur en chlorures de 1 500 ppb. L'eau de l'installation est donc traitée et suivie afin de tenir la valeur définie.

Les mesures sont effectuées au début puis à la fin de chaque essai.

2. Principe de l'essai

Les essais sont effectués sur des éprouvettes de flexion, la variation de la flèche est imposée pour chaque essai.

Les éprouvettes sont constituées par une bande de métal de section rectangulaire, placée entre quatre pions, deux fixes, les deux autres sont mobiles. Le déplacement des pions mobiles est imposé par la machine comme le montre la figure n° 1.

La partie centrale de l'éprouvette, placée entre les pions mobiles est soumise à une flexion de moment uniforme, donc de déformation constante.

L'essai consiste essentiellement à compter le nombre de cycles de variation de la flèche pour lequel survient la rupture.

3. Installation d'essais

On utilise l'installation Primeau, construite en acier inoxydable 316L. Les machines d'essais sont raccordées à cette installation. La circulation de l'eau chaude et pressurisée traverse de part en part la machine d'essais, à l'intérieur de laquelle se trouvent les éprouvettes de flexion. Le schéma de Primeau est donné par la figure n° 2.

4. Éprouvettes d'essais

Les essais relatifs au présent compte rendu ont été effectués sur l'acier inoxydable AISI 316L. Les caractéristiques mécaniques et chimiques sont connues et ont été publiées dans le compte rendu d'essais.

Les éprouvettes sont de forme rectangulaire $L = 60$; $l = 10$; $e = 2$ mm, le sens de laminage correspond à la plus grande dimension des éprouvettes.

La correspondance entre la flèche imposée et la déformation est établie à partir d'étalement pour des valeurs stabilisées. La forme du cycle choisi est représentée sur la figure n° 3. La fréquence est de 0,1 cycle par minute.

5. Conditions opératoires

Les essais sont réalisés dans une eau déminéralisée, dégazée par ébullition, traitée à la lithine et à l'acide borique.

Les principales caractéristiques sont les suivantes :

Oxygène ≤ 150 ppb

Chlorures : 1 500 ppb

Lithium : 2 ± 1 ppm

Acide borique : 1 500 ppm ± 500

Résistivité : 20

pH : 7,8 à 8,5.

La pression de l'installation est de 150 bars et 320°C.

La recherche des ions oxygène et chlorure est effectuée à partir de prélèvements d'eau dans des pots spéciaux sous protection d'hélium. Les résultats sont fournis dans le compte rendu.

6. Conduite de l'essai

La valeur de l'effort est enregistrée ainsi que la course. L'arrêt de l'essai est défini par la chute de l'effort enregistré et que celui-ci décroît d'une façon significative et tombe à 75 % de sa valeur initiale. A ce moment, les éprouvettes sont fortement fissurées ou cassées.

7. Résultats des essais

Chaque essai est défini par l'amplitude de la déformation et le nombre de cycles nécessaires à la rupture, ainsi que le temps de l'immersion. Des photographies d'éprouvettes sont données sur la figure n° 4.

Le nombre de cycles à la rupture en fonction de l'amplitude de la déformation ϵ_a (1/2 range) est porté sur la figure n° 5 pour les essais réalisés à l'air ambiant, dans l'eau aux conditions normales puis aux conditions accidentelles avec une concentration de chlorures de 1 500 ppb. Les valeurs obtenues sont proches des valeurs ci-dessous.

Air R.T $\epsilon_a = 16,2 N^{-0,37}$

Eau 300°C (normale) $\epsilon_a = 9 N^{-0,38}$

Eau 300°C (accidentelle) $\epsilon_a = 5,4 N^{-0,33}$.

On a porté sur la figure n° 5 la "Best Fit Curve" relative pour l'alliage 18,8 Stainless Steels telles qu'elles sont données dans les "Criteria" de l'ASME.

8. Comparaison avec les courbes de fatigue du code ASME

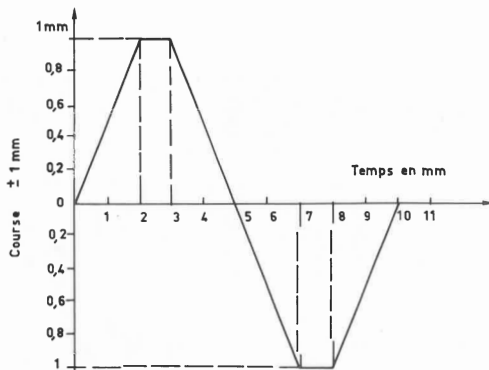
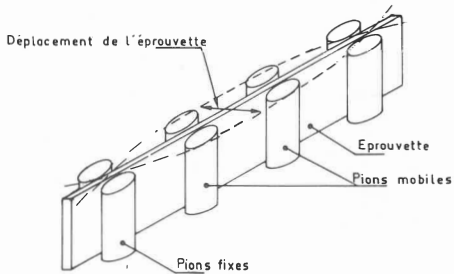
L'amplitude de contrainte est déduite de l'amplitude de la déformation ϵ_a en multipliant cette dernière par $\frac{E}{1-\mu^2}$. Les résultats sont portés sur la figure n° 6.

9. Conclusion

Pour l'acier inoxydable AISI 316L, nous constatons les effets de l'agressivité du milieu PWR dans les conditions normales de fonctionnement et nettement plus accentués en ce qui concerne les conditions accidentelles avec une concentration de chlorures de 1 500 ppb. La comparaison des résultats entre les essais menés dans l'air à la température ambiante et dans l'eau est à voir sur la figure n° 5.

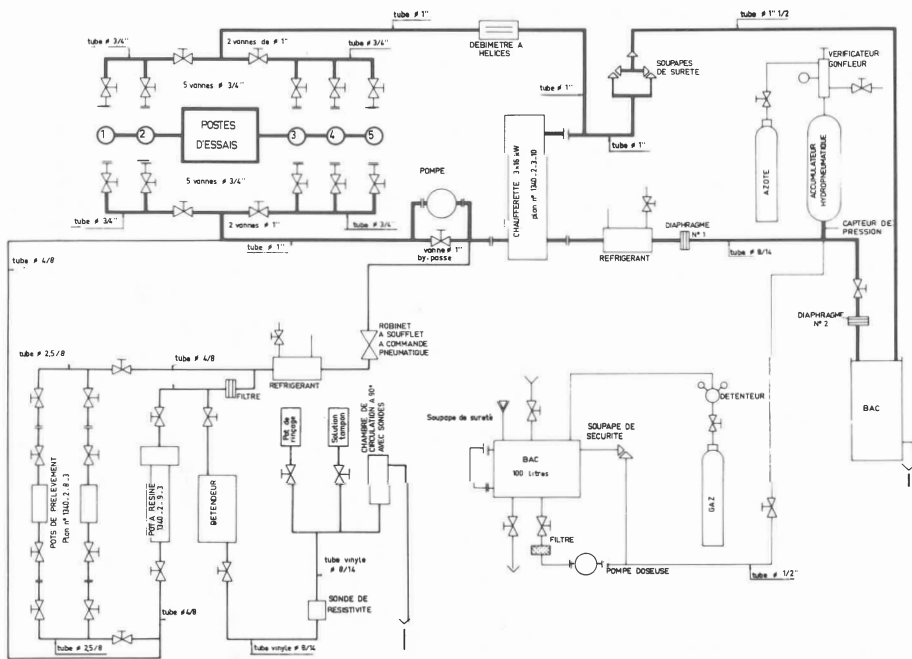
References

- [1] Brochure n° 1331 - Journal officiel de la république française.
- [2] DE TORQUAT C. et al, Int. Atom. Energ. Ag. Vienne 1973 (IAEA SM-169/15).
- [3] Arrêté et circulaire du 26 Février 1974. Journal officiel de la république française 1974 (N° 74-63).
- [4] DE TORQUAT C. and ROCHE R.L., SMIRT 3,
- [5] ASME, Boiler and pressure vessel code. Section III nuclear components Div. 1. - ASME 1977.
- [6] LANGER B.F., Journ. of basic engineering 84 (3), Series D. 1962.
- [7] LANGER B.F., "Pressure vessel engineering technology" (ed. R.W. NICHOLS) Applied science pub. Ed. London 1971.
- [8] Criteria of the ASME Boiler and pressure vessel Code for design by analysis in sections III and VIII Division 2 - ASME 1969.
- [9] GARNIER C. et al, Note CEA-N-1973 - CEN Saclay, Juillet 1977.
- [10] GARNIER C. and KOWALCZUK G., Note CEA-N2000 - CEN Saclay Novembre 1977.
- [11] GARNIER C. et al., L818 SMIRT 4 (ed. T.A. JAEGER and B.A. BOLE North Holland Pub. Cy. Amsterdam 1977.
- [12] LEBEY J. et al., "Reliability problems of reactor pressure components" Vol. 1. Int. Atm. Energ. Ag. Vienna 1978.
- [13] Experimental tests on low cycle fatigue of metals in hot water. Innsbruck - Austria 20-21 Novembre 1978.



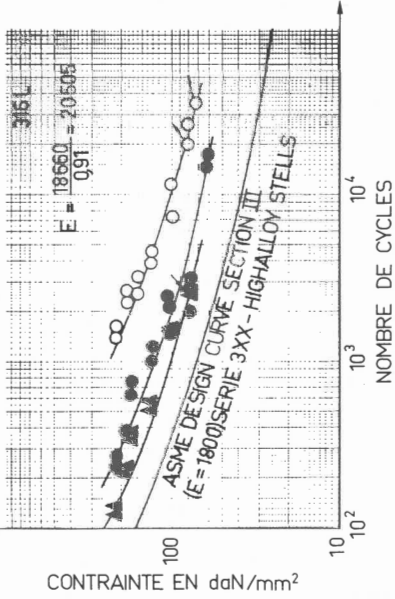
Positionnement des éprouvettes entre les pions fixes et mobiles	C.E.A.	
	PLANCHE	1

Forme du cycle de flexion	C.E.A.	
	PLANCHE.	3



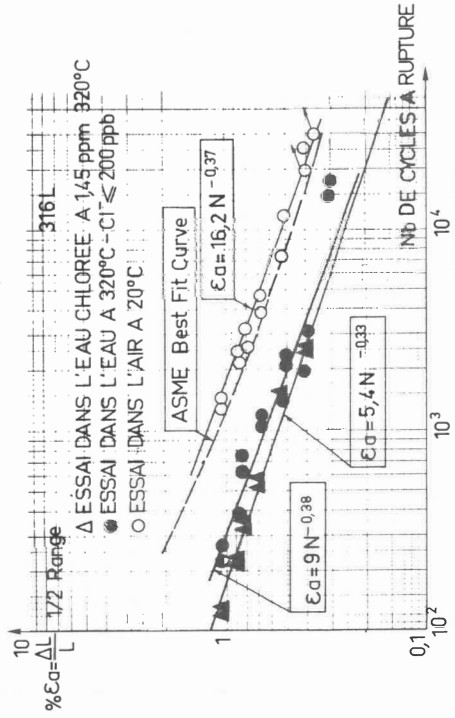
BANC PRIMEAU SCHEMA	C.E.A.	
	Planche	2

- ▲ ESSAI DANS L'EAU CHLOREE A 145 ppm
- ESSAI DANS L'EAU A 320°C - Cl⁻ ≤ 200 ppb
- ESSAI DANS L'AIR A 20°C



RUPTURE EN FONCTION DE LA CONTRAINTE	C.E.A.
daN/mm² ET DU Nb DE CYCLES	PLANCHE 5

VUE D'EPROUVETTES APRES ESSAI	C.E.A.
	PLANCHE 4



RUPTURE EN FONCTION DU Nb DE CYCLES DE FORMATION $E_{a0} = \frac{\Delta L}{L}$	C.E.A.
	PLANCHE 5