

*N. Forward*

**C. E. A.**

**D. P. S. R.**

DECEMBRE 1968

N° 57

EXPERIENCE

**CRAC. 01**

*RESULTATS*

**SERVICE D'ÉTUDES DE CRITICITÉ**

**Section Expérimentale d'Etudes de Criticité**

# S O M M A I R E

## - AVANT PROPOS

### 1 - BUT DE L'EXPERIENCE

### 2 - CONFIGURATION ETUDIEE

### 3 - EXPERIENCES PRELIMINAIRES

3 - 1 - Approches sous-critiques

3 - 2 - Divergences

### 4 - EXPERIENCE C.R.A.C.

4 - 1 - Mesures

4 - 1 - 1 - Paramètres mesurés, acquisition

4 - 1 - 2 - Détecteurs utilisés (caractéristiques et emplacement)

4 - 2 - Méthode de dépouillement

4 - 3 - Résultats

4 - 3 - 1 - Données caractéristiques

4 - 3 - 2 - Chronologie

4 - 3 - 3 - Nombre de fissions (radiochimie)

4 - 3 - 4 - Puissance, temps de doublement

4 - 3 - 5 - Température

4 - 3 - 6 - Evolution de la réactivité

4 - 3 - 7 - Flux "gamma"

4 - 3 - 8 - Gaz de radiolyse

4 - 4 - Mesures S.P.R.

4 - 4 - 1 - Dosimétrie individuelle

4 - 4 - 2 - Dosimétrie collective

4 - 4 - 3 - Contamination - rejet des gaz de fission

4 - 4 - 4 - Accès aux locaux - zone d'exclusion

### 5 - CONCLUSION

AVANT PROPOS

Le programme C.R.A.C., objet de la collaboration des divers départements ou services de la D.P.S.R., est entré dans sa phase principale avec la première expérience, réalisée le 7 Novembre 1968.

Sur le plan de la "criticité accidentelle" (premier volet du programme), il est possible de publier dès à présent un certain nombre de résultats qui intéressent tous ceux qui traitent ou manipulent des solutions de matière fissile. Il en sera de même après chaque expérience. En ce qui concerne les "Conséquences Radiologiques d'un Accident de Criticité" (deuxième volet du programme), le travail de dépouillement est plus long et les résultats seront publiés ultérieurement.

Toutefois, des conclusions générales ne pourront être tirées qu'après la réalisation de nombreuses expériences représentant diverses circonstances d'accident.

Il ne faut pas perdre de vue que les résultats publiés ci-après se rapportent à un cas d'accident bien précis dont les circonstances peuvent se rencontrer dans une usine.

## 1 - BUT DE L'EXPERIENCE

L'expérience "C.R.A.C. 001" s'inscrit dans une campagne destinée à étudier les accidents de criticité susceptibles de survenir dans des milieux constitués par des cylindres de grande hauteur (colonnes pulsées par exemple), avec une solution de nitrate d'uranyle, à relativement faible concentration en matière fissile (50 g/l environ). C'est aussi la première expérience du programme C.R.A.C. proprement dit, et de ce fait, elle constitue une répétition générale et un moyen de vérification et de mise au point de l'ensemble de l'appareillage expérimental et de son environnement.

D'autre part, l'étude (dans des expériences préparatoires) de la hauteur critique dans un cylindre de 300 mm pour une solution fissile à faible concentration en uranium, fournit des résultats intéressants pour la criticité.

## 2 - CONFIGURATION ETUDIEE (Voir figure 1 et photographies)

C'est celle d'un cylindre de diamètre intérieur 294 mm, en tôle d'acier inoxydable d'épaisseur 3 mm, de hauteur 4 m, sur trépied et ouvert à la partie supérieure. La solution fissile arrive à la partie inférieure de la cuve. Il n'y a pas de réflecteur. Pour la sécurité, la cuve d'expérience est contenue dans une enceinte de confinement dite enceinte de sécurité (volume 8 m<sup>3</sup> environ).

## 3 - EXPERIENCES PRELIMINAIRES

### 3 - 1 - Approches sous-critiques

Afin de rechercher la concentration de solution correspondant à une hauteur critique de 2 mètres environ, et compte tenu des prévisions de calcul, des approches sous-critiques ont été réalisées à des concentrations décroissantes à partir de 55 g/l en U<sub>5</sub>.

La hauteur critique a été déterminée par la méthode de l'extrapolation linéaire de l'inverse des comptages neutroniques, en régime sous-critique avec source additionnelle. La concentration a été déterminée par le laboratoire d'analyses. Les résultats sont donnés dans le tableau I (pour une température moyenne de la solution de 22° C).

TABLEAU I

N° de l'expérience	Concentration (g/l)		Hauteur critique en cm (lecture niveau US)
	en U <sub>5</sub>	en U <sub>Total</sub>	
SC1 - 01	55	59,2	78,1
SC1 - 02	50,6	54,3	122,1
SC1 - 03	49	52,7	147,6
SC1 - 04	48,4	53,5	194

Remarque : La hauteur indiquée est mesurée à partir de la référence 0 du niveau "ultrasons" (Figure 1). Une transformation est à faire pour déterminer la hauteur critique en géométrie cylindrique parfaite (fond plat au lieu de fond bombé avec irrégularités). Toutefois, cette correction est minime devant les hauteurs mesurées.

### 3 - 2 - Divergences

Le but de ces expériences est de déterminer la variation de la réactivité potentielle pour différentes hauteurs de solution au-delà de l'état critique.

La méthode consiste donc à dépasser la hauteur critique jusqu'à une valeur connue (par la mesure de niveau "ultrasons") et de mesurer la période stable d'évolution de la population neutronique (ou le temps de doublement).

La connaissance de cette valeur permet, soit à partir des équations de la cinétique, soit par la formule de Nordheim (si les conditions de son application sont réalisées) de calculer la réactivité potentielle correspondante. La variation de la réactivité en fonction de la hauteur n'étant pas linéaire, il est nécessaire d'étudier la période obtenue pour diverses hauteurs de solution.

Les valeurs des constantes utilisées pour l'exploitation des expériences sont les suivantes :

- neutrons prompts :

temps de vie  $\ell = 41 \mu s$

vitesse moyenne des neutrons thermiques

$\bar{v} = 2,78 \cdot 10^5 \text{ cm/s}$

- neutrons retardés :

Groupe	1	2	3	4	5	6
$\beta_i \%$	0,021	0,139	0,126	0,252	0,074	0,026
$\lambda_i \text{ s}^{-1}$	0,0124	0,0305	0,111	0,301	1,13	3,00
$\epsilon_i$	1,263	1,219	1,236	1,221	1,236	1
efficacité,						

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_{i=1}^6 \epsilon_i \beta_i = 777 \text{ pcm}$$

$$\bar{\epsilon} = \frac{\beta_{\text{eff}}}{\beta} = \frac{777}{638} = 1,218 \quad \bar{\epsilon} \text{ efficacité moyenne des neutrons retardés}$$

Les résultats obtenus sont donnés dans le tableau II et la figure 2.

Tableau II

N° expérience	Hc cm	H sur- critique cm	$\Delta H$ cm	T <sub>2</sub> seconde	$\Delta \rho$ pcm	$\frac{\Delta \rho}{\Delta H} \frac{\text{pcm}}{\text{cm}}$
		199,2	5,2	237	27	5,19
CRAC D1 - 01	194	213,1	19,1	58,6	88,2	4,62
		241	47	15,5	210	4,47
		220,1	21,9	52	96,4	4,40
CRAC D1 - 02	198,2	230,3	32,1	30,5	140	4,36
		239,5	41,3	20,3	179	4,33
		259	60,2	10,4	258	4,29

Les résultats obtenus sont très satisfaisants et ont permis une extrapolation probable de la réactivité introduite lors de l'expérience CRAC 001 (Figure 8).

#### 4 - EXPERIENCE C.R.A.C.

##### 4 - 1 - Mesures

##### 4 - 1 - 1 - Paramètres mesurés : acquisition

Deux types de paramètres sont mesurés pendant l'expérience :

- des paramètres à exploitation directe : température de la solution, niveau de la solution, pression de l'enceinte de sécurité, rayonnement  $\gamma$  .

- des paramètres à exploitation indirecte : grandeurs proportionnelles à la puissance par mesure avec des détecteurs de neutrons. La valeur absolue de la mesure de puissance (fissions par seconde) est obtenue après connaissance du nombre total de fissions développées (radiochimie).

L'acquisition des mesures est réalisée sur bandes magnétiques par l'intermédiaire des mémoires d'un ordinateur CII C 90-10. Pour cette expérience, chaque voie de mesure est analysée par le système toutes les 50 ms (la fréquence de scrutation est réglable, elle est choisie en fonction de l'évolution prévue par calcul). Pour plusieurs des paramètres (neutron, gamma, température), les points de mesure sont multiples. Seule la pression de l'enceinte n'est pas enregistrée. Afin de visualiser le phénomène "en direct" pendant l'expérience, certains paramètres sont enregistrés, en parallèle, sur un enregistreur semi-rapide à plume ou sur un enregistreur à spot de lumière ultraviolette.

#### 4 - 1 - 2 - Détecteurs utilisés (Figure 3)

Deux types de détecteurs ont été utilisés :

- des chambres d'ionisation pour neutrons thermiques
- des chambres d'ionisation pour rayons gammas

La répartition des détecteurs était la suivante :

- un groupe à 4 mètres du centre de la cuve expérimentale
- un groupe à 6 mètres du centre de la cuve expérimentale
- un groupe à 8 mètres du centre de la cuve expérimentale
- un groupe dans la salle de contrôle, derrière la protection biologique (mur en béton de 1,45 m).

Chaque groupe comprend un détecteur "gamma" et deux détecteurs "neutron" dont les caractéristiques sont les suivantes :

- détecteurs "gamma" : chambre d'ionisation haut flux (CGHF) dont l'efficacité est de  $1,8 \cdot 10^{-11}$  A/R/heure
- détecteurs "neutron" : chambre d'ionisation du type à Bore 10 dont l'efficacité est de  $2,1 \cdot 10^{-14}$  A/n/cm<sup>2</sup>/s.

L'implantation de ces différents groupes de détecteurs est donnée sur la figure 3. La distance au sol était de 1,85 m pour tous les groupes.

#### 4 - 2 - Méthode de dépouillement

L'évolution des divers paramètres est obtenue sur les courbes tracées par le traceur de courbes de l'ordinateur. Par la connaissance des caractéristiques des capteurs ou détecteurs, ces courbes sont directement utilisables, sauf en ce qui concerne les neutrons. En effet, il est difficile de chiffrer en unités de flux la réponse des détecteurs de neutrons, le spectre énergétique des neutrons aux points de mesure n'étant pas connu, et l'étalonnage des détecteurs n'étant pas possible. Afin de s'affranchir de cette difficulté, la méthode suivante est employée :

- L'ordinateur fournit la valeur de l'intégrale de la courbe de réponse d'un détecteur donné, représentative de l'ensemble de la dynamique du phénomène.
- La radiochimie fournit le nombre total de fissions développées dans la solution pendant l'expérience. Pour cela, un échantillon est prélevé, dans le récipient de stockage de la solution irradiée, après homogénéisation de la solution par bullage à l'air comprimé. Plusieurs produits de fission, sélectionnés lors d'études antérieures, sont extraits de l'échantillon, et analysés par spectrométrie gamma.

L'activité de ces divers nuclides étant connue, il est ensuite possible de remonter au nombre de fissions, soit par la méthode des rendements de fission, soit par la méthode de la SEPIA.

Pour les produits de fission à longue période, seule la méthode des rendements de fission est utilisable.

Connaissant la valeur du nombre total de fissions et la valeur de l'intégrale de la courbe expérimentale, on en déduit l'échelle de puissance correspondante.

En effet, le calculateur nous permet de déterminer pour un détecteur donné, la valeur de :

$$s = \int \phi (t) dt$$

Si l'on admet que le flux neutronique  $\phi (t)$  à une certaine distance est directement proportionnel à la puissance  $P (t)$  dans le réacteur, on peut écrire :

$$s = \int \frac{P (t)}{k} dt$$

soit  $k \cdot s =$  nombre de fissions intégré

Pour un détecteur donné on connaît donc la valeur de  $k$

$$k = \frac{\text{nombre de fissions intégré}}{\text{Intégrale calculateur}}$$

Ce coefficient  $k$  nous donne l'échelle de puissance qui correspond au flux neutronique du détecteur considéré.

#### 4 - 3 - Résultats

##### 4 - 3 - 1 - Données caractéristiques

- Concentration de la solution en uranium 235 : 48,4 g/l

- Acidité : 2 N
- Hauteur critique (neutrons retardés) : 194 cm (niveau US)
- Hauteur de départ pour l'introduction : 180 cm (niveau US)
- Volume total introduit dans la cuve : 250,4 l.
- Hauteur atteinte en fin d'introduction: 372,5 cm (niveau US)
- Hauteur atteinte à l'instant du sommet du 1<sup>er</sup> pic : 325 cm
- Débit d'introduction : 1480 l/h

#### 4 - 3 - 2 - Chronologie

Le temps 0 représente l'instant du passage à la hauteur critique "retardée", c'est-à-dire l'instant du passage du niveau de solution dans la cuve par la valeur 194 cm .

- Début du phénomène (début d'accroissement de l'indication donnée par une chambre d'ionisation placée à 8 m du centre de la cuve expérimentale) : 160 s
- Sommet du pic : 232 s
- Fin de l'introduction (arrêt de la pompe) : 309 s
- Sommet du 2<sup>ème</sup> pic : 5670 s
- Fin de l'expérience (chute de la solution) : 15645 s  
(soit 4 h 20 mn 45 s)

#### 4 - 3 - 3 - Nombre de fissions

Le nombre de fissions développées pendant toute la durée de l'expérience a été obtenu par la méthode des rendements de fission à partir des évaluations faites pour 5 produits de fission différents. Ce nombre est égal à :

$$(4,9 \pm 0,4) 10^{17} \text{ fissions.}$$

Les résultats relatifs à chaque produit de fission sont donnés ci-dessous dans le tableau III.

TABLEAU III

Produit de fission	Nombre de fissions (par méthode SEPIA)	Nombre de fissions (par méthode du rendement de fission)
Mo 99	-	$4,58 \cdot 10^{17}$
Ce 143	-	$4,63 \cdot 10^{17}$
Te 132	-	$5,13 \cdot 10^{17}$
Ru 103	$5,30 \cdot 10^{17}$	$5,20 \cdot 10^{17}$
Ce 144	$4,97 \cdot 10^{17}$	$4,97 \cdot 10^{17}$

Il est à remarquer que les produits de fission à précurseurs gazeux ne peuvent pas être utilisés, une grande partie des gaz s'échappent de la solution au moment de l'excursion critique. Ceci n'est pas vrai toutefois pour le Ce 143, car son précurseur gazeux (Xe 143) a une période très courte (1 s), et de ce fait, n'a pas le temps de se dégager.

4 - 3 - 4 - Puissance

L'évolution de la puissance, du nombre de fissions intégrées depuis l'origine, et le temps de doublement sont donnés figures 4 et 5.

Remarques : - Les valeurs du flux de neutrons thermiques obtenues avec les chambres d'ionisation à dépôt de bore, au sommet du "pic" à diverses distances sont les suivantes :

- 4 m :  $3,4 \cdot 10^9$  n/cm<sup>2</sup>/s
- 6 m :  $2,4 \cdot 10^9$  n/cm<sup>2</sup>/s
- 8 m :  $2,5 \cdot 10^9$  n/cm<sup>2</sup>/s

- L'introduction de solution fissile n'étant pas terminée lors de l'apparition du 1<sup>er</sup> pic de puissance, une erreur est commise dans la détermination de l'évolution de la puissance pendant cette phase de l'expérience, car la géométrie du milieu est en continuelle évolution. Toutefois, cette erreur est faible au sommet du "pic" et la correction à apporter complexe à déterminer.

#### 4 - 3 - 5 - Température

Trois thermocouples ont indiqué la température de la solution pendant l'expérience. Un quatrième thermocouple, collé sur la paroi de la cuve expérimentale, permet de connaître la température paroi. Les courbes d'évolution de la température sont données figures 6 et 7. Dans la figure 6, l'échelle des temps est dilatée.

La température dans l'enceinte de sécurité n'a pas été mesurée.

#### 4 - 3 - 6 - Evolution de la réactivité : réactivité potentielle

keff réel :

Les expériences préliminaires permettent de déterminer la variation de la réactivité en fonction de la hauteur de solution introduite au-dessus de la hauteur critique, mais ceci, pour une température bien déterminée. Il est donc possible d'indiquer, dans l'expérience, quelle est d'après ce critère, connaissant le débit de solution et le volume total introduit, la réactivité "potentielle" introduite.

En fait, ce renseignement présente peu d'intérêt. Par contre, il est possible de calculer, à partir des mesures expérimentales, quelle est au cours du temps, l'évolution du coefficient de multiplication effectif ( $k_{eff}$ ), caractéristique de la réactivité réellement présente dans le milieu à chaque instant.

Le calcul du  $k_{eff}$  a été effectué à partir des équations de la cinétique transformées en système d'équations aux différences finies utilisant la variation des comptages neutron dans un intervalle de temps court.

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{1}{\bar{v}} X_i = \frac{(1 - \beta_{eff}) k_{eff} - 1}{\ell} \frac{x_i}{\bar{v}} + \sum_{j=1}^{j=6} \lambda_j C'_{j,i} \\ \frac{C'_{j,i} - C'_{j,i-1}}{\Delta t} = - \lambda_j C'_{j,i} + \frac{\beta_{eff} k_{eff}}{\ell} \frac{x_i}{\bar{v}} \end{array} \right.$$

$$\text{avec } X_{i-1} = \frac{x_i - x_{i-1}}{\Delta t} \quad (x_i \text{ comptage})$$

$$C'_j = \xi_v \sum_f C_j \quad (\xi \text{ sensibilité du système de comptage})$$

Les courbes d'évolution de la réactivité potentielle et du coefficient de multiplication effectif sont données sur la figure 8.

#### 4 - 3 - 7 - Flux "gamma"

L'évolution du flux  $\gamma$  est donnée par les courbes des figures 9 et 10 pour une chambre placée à 4 mètres de l'axe vertical de la cuve d'expérience.

Sur la figure 9, l'échelle des temps est dilatée. Les flux  $\gamma$  obtenus au sommet du "pic", pour des détecteurs à 4 m et à 6 m sont les suivants :

$$- 4 \text{ m} : 4,6 \cdot 10^4 \text{ R/h}$$

$$- 6 \text{ m} : 2,5 \cdot 10^4 \text{ R/h}$$

Le flux gamma mesuré à 8 m est surestimé par rapport au flux déduit par extrapolation des mesures à 4 m et à 6 m. Cela est dû, sans doute, à l'influence du flux diffusé par le sol distant seulement de 1,85 m de la chambre d'ionisation.

#### 4 - 3 - 8 - Gaz de radiolyse

Un enregistrement sonore a été effectué pendant l'expérience grâce à un microphone placé à l'intérieur de la cuve expérimentale au-dessus de la surface libre de la solution. Sur cet enregistrement, on distingue très nettement le bruit d'apparition des bulles de radiolyse. Une légère surpression a été décelée dans l'enceinte de sécurité. La mesure de cette surpression n'a cependant pas pu être réalisée, la gamme du capteur de pression utilisé n'étant pas appropriée. Une mesure plus fine sera effectuée lors des prochaines expériences.

#### 4 - 4 - Mesures S.P.R.

La S.P.R. Valduc a effectué durant l'expérience un certain nombre de mesures, au titre de la Radioprotection, dont il paraît bon de donner les résultats.

4 - 4 - 1 - Dosimétrie individuelle

Chaque agent destiné à séjourner plus ou moins longuement en salle de contrôle ou en salle dosimétrie (salles accolées à la cellule expérimentale, derrière le mur de 1,45 m de béton), a été muni par la S.P.R., avant l'expérience, d'un stylo dosimètre thermoluminescent MBLE et d'un film  $\gamma$  - n - .

Après dépouillement, les films indiquent une dose nulle (il faut noter cependant que les doses ne sont comptabilisées, en général, qu'au delà de 20 mR). Les stylos indiquent une dose  $\gamma$  de 10 mR en moyenne.

4 - 4 - 2 - Dosimétrie collective

- Dans les zones à séjour autorisé

Des stylos et des films avaient été placés en divers endroits des locaux. Les doses intégrées sont minimales. En neutrons thermiques, une mesure effectuée dans le local S.P.R. (contigu à la salle dosimétrie) a indiqué un débit de dose inférieur à la L.M.A.

- Dans les zones interdites

L'ambiance  $\gamma$  des sous-cellules (salles situées sous la cellule expérimentale et protégées seulement par une dalle en béton de 0,40 m d'épaisseur) était surveillée pendant l'expérience par des chambres d'ionisation placées à 50 cm sous la dalle. L'indication maximum de ces chambres, au sommet du pic de puissance, a été de l'ordre de 100 R/h.

4 - 4 - 3 - Contamination - rejet des gaz de fission

Un DPRG 210 aspirant dans le caisson contenant l'appareillage a indiqué une montée progressive d'activité pendant l'expérience (peut être due à une activation de l'azote de l'air), puis une brusque montée lors de la mise en service des prélèvements S.E.S.R. Il semble qu'il y ait eu des fuites de gaz de fission (défaut d'étanchéité de l'enceinte et des circuits de prélèvements). Cette contamination n'a toutefois pas duré longtemps et l'accès du caisson a pu être autorisé 24 H après l'expérience, sans équipement spécial.

Les gaz de fission, emprisonnés dans l'enceinte de sécurité ont été extraits par le circuit de ventilation de l'enceinte, puis rejetés dans le circuit normal du bâtiment, après passage sur filtre à charbon actif. Cette opération a été effectuée 3 H environ après la fin de l'expérience. Les contrôles effectués dans les environs du bâtiment (S.P.R., surveillance du site) ont été négatifs.

4 - 4 - 4 - Accès aux locaux - zone d'exclusion

Il a été possible d'accéder normalement dans le caisson et sur les passerelles de travail de l'enceinte de sécurité 16 H après la fin de l'expérience (moins de 10 mR/h au contact de l'enceinte). Rappelons que la solution est vidangée par gravité à la fin de l'expérience, dans un récipient de géométrie conventionnelle, empoisonné par des anneaux de pyrex, situé dans une cellule blindée. L'accès à cette cellule est possible grâce à une chicane. A l'intérieur de cette cellule, 25 H après la chute de la solution, et à 1,5 m de distance du récipient, le débit de dose était de 1,5 R/h.

D'après les renseignements obtenus, il s'avère que la zone d'exclusion prévue soit trop importante. Il sera possible de la réduire lors des prochaines expériences.

## 5 - CONCLUSIONS

L'expérience C.R.A.C. 001 constitue la première réalisation volontaire d'un "accident" de criticité. Les informations recueillies conduisent aux remarques suivantes :

- Dans la littérature, les accidents de criticité sont décrits comme des événements à dynamique rapide (fraction de seconde), accompagnés de phénomènes tels que flash lumineux, bruit de choc, etc... Or C.R.A.C. 001 prouve qu'un accident de criticité peut aussi présenter une dynamique lente (pic obtenu 232 s après le dépassement du niveau critique dans la cuve), et passer inaperçu (pas de manifestations violentes, le nombre total de fissions produites étant cependant élevé :  $5.10^{17}$ ).
- Il se produit un important dégagement de produits de fission gazeux (dans une usine, échappement par les événements des récipients).
- Une protection en béton de 1,45 m élimine tout risque d'irradiation et un simple mur (30 à 40 cm) masquant le récipient en divergence, peut éviter une irradiation mortelle.
- L'installation "C.R.A.C.", dont c'était le premier essai réel, répond aux caractéristiques souhaitées et permettra la poursuite d'un programme expérimental destiné à explorer les principaux types d'accidents possibles et d'en dégager des règles générales.

### Nota /

Cette première expérience a permis également l'essai des ensembles d'alarmes de criticité. Des conclusions importantes en ont été tirées et seront présentées au mois de Janvier à la Sous-Commission des Masses Critiques.

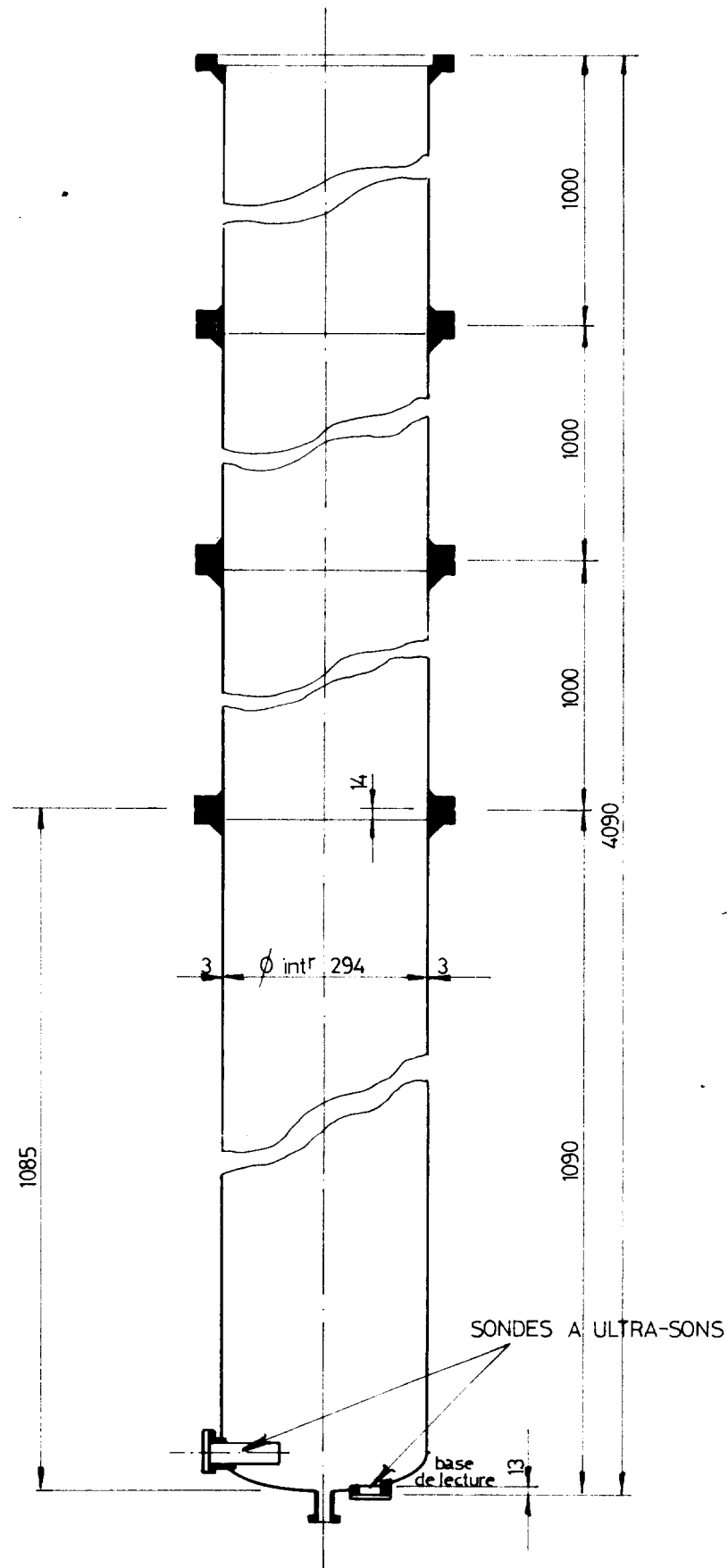
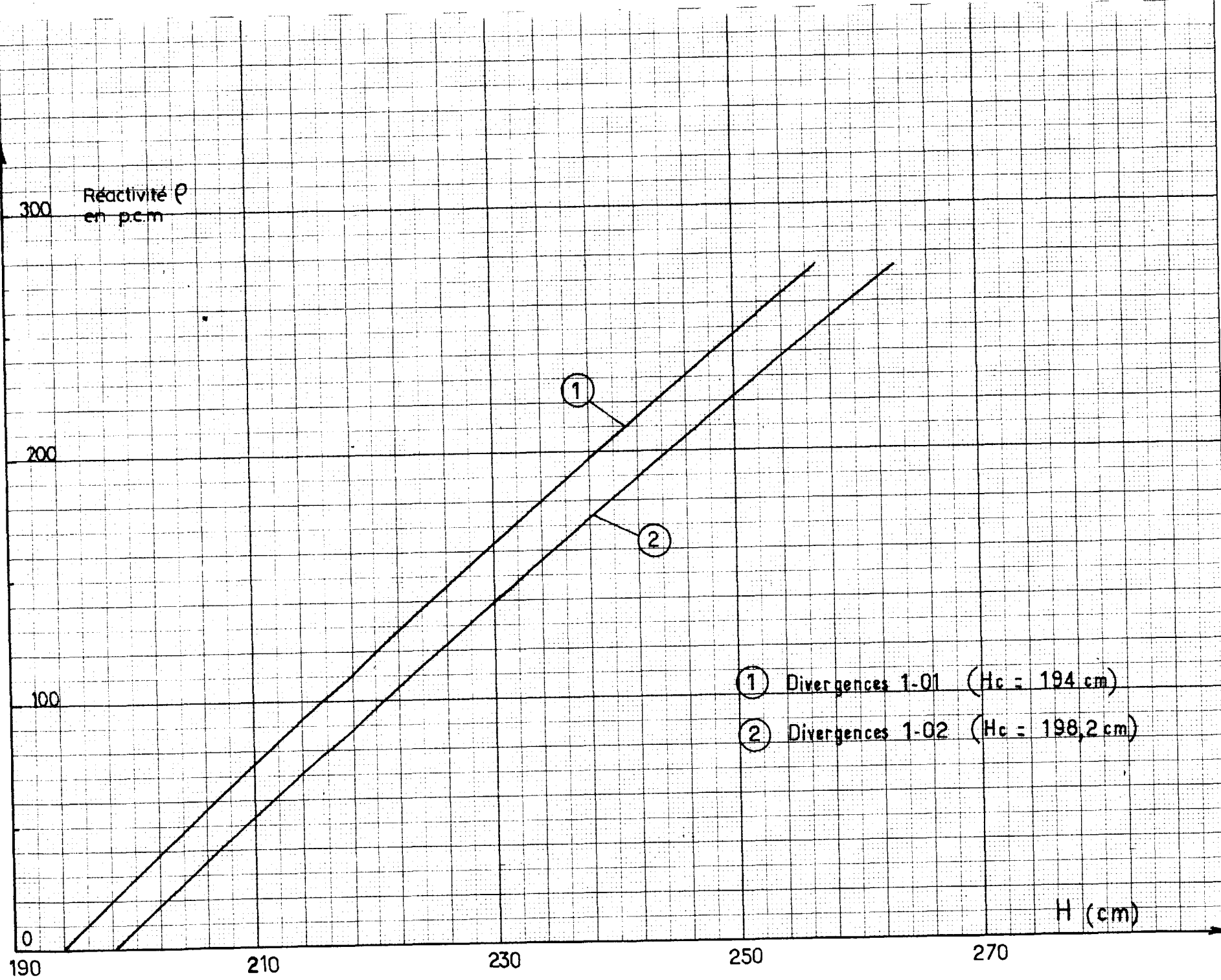


Fig:1\_Schéma de la cuve expérimentale.

Fig. 2\_Variation de la réactivité en fonction de la hauteur surcritique.



- ① Divergences 1-01 ( $H_c = 194$  cm)
- ② Divergences 1-02 ( $H_c = 198,2$  cm)



C R A C 001.

CYLINDRE  $\varnothing$  300 mm.  
 $^{235}\text{U} = 48,4 \text{ g/l.}$

Puissance  
(Fissions/s.)

$10^8$

$10^6$

$10^4$

$10^{12}$

$10^{10}$

Puissance  
Nombre de Fissions intégré  
Temps de doublement.

$T_2$  (s)

309 s. Fin d'introduction  
de la solution

$10^3$

$10^2$

10

0

100

200

300

Temps en s.

SPER / CRAC

Fig. 4. — Puissance. Nombre de fissions intégré  
Temps de doublement. (échelle dilatée)

Fig:5\_Puissance (échelle normale)

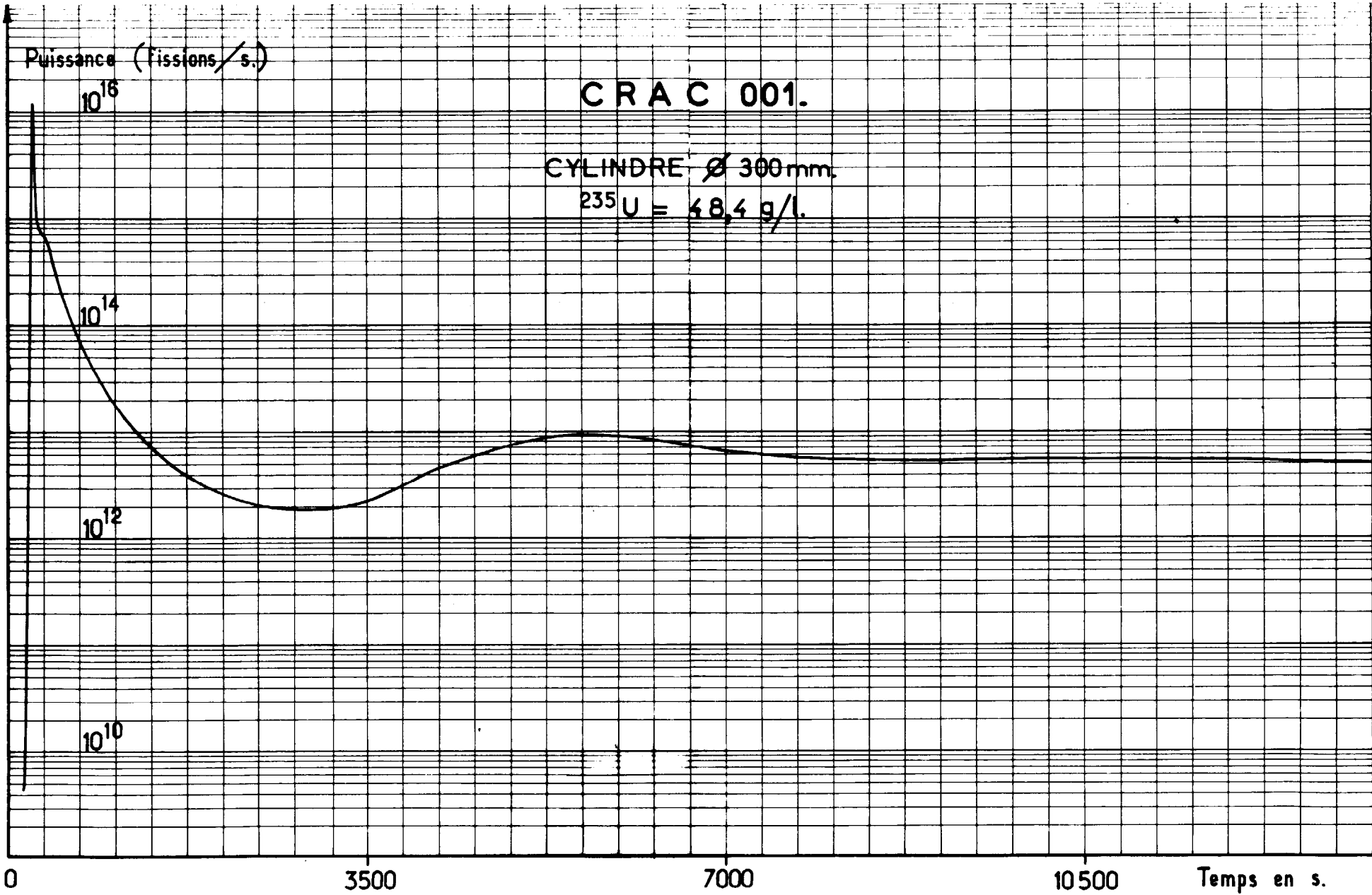
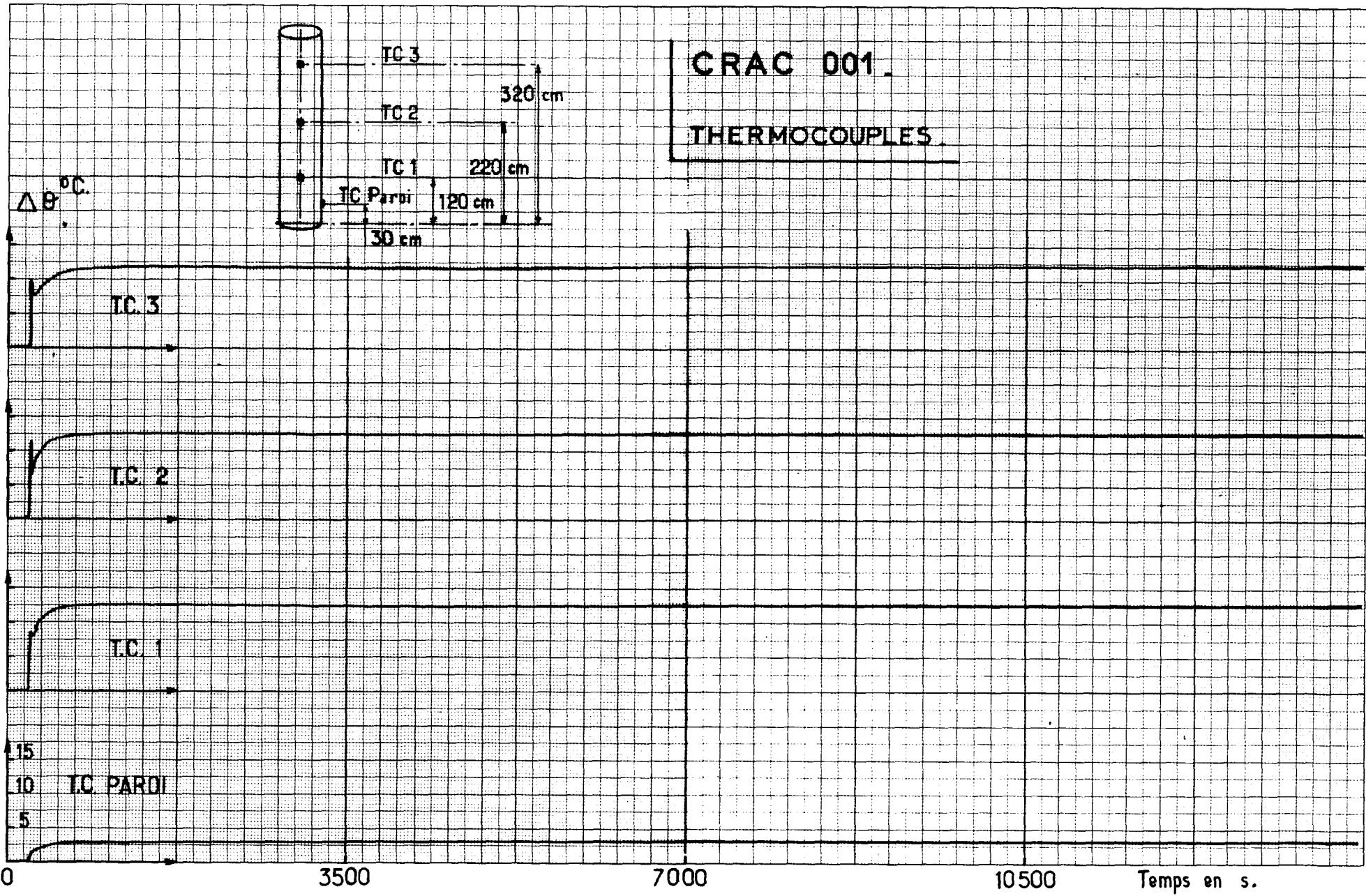


Fig.6\_Températures (échelle normale)



CRAC 001

THERMOCOUPLES

$\Delta B$  (°C)



320 cm  
220 cm  
120 cm

TC PAROI  
30 cm

TC 3

TC 2

TC 1

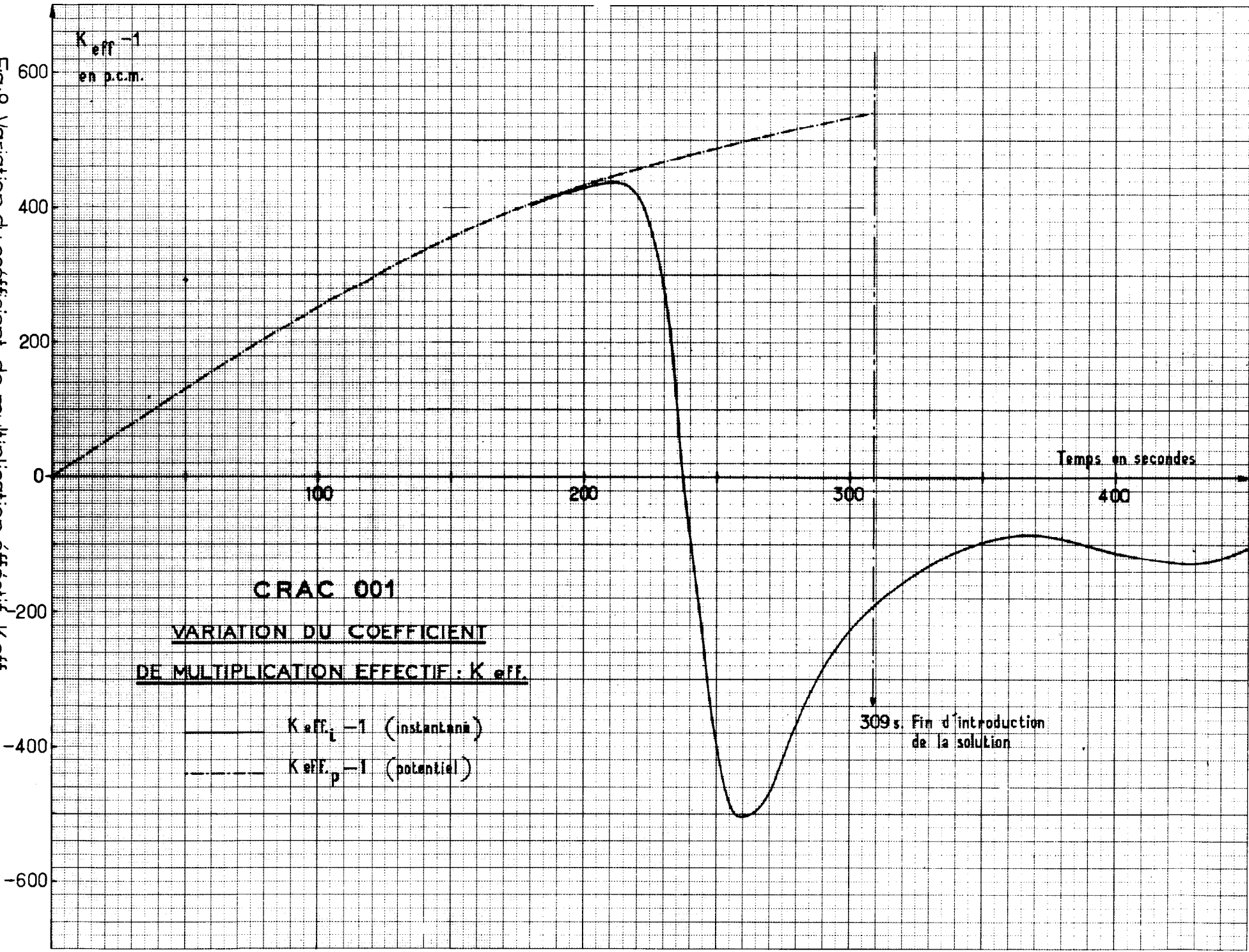
TC PAROI

20  
10  
0

0 100 200 300 Temps en secondes

Fig.7 - Temperatures (échelle dilatée)

Fig:8\_Variation du coefficient de multiplication effectif: K<sub>eff</sub>.



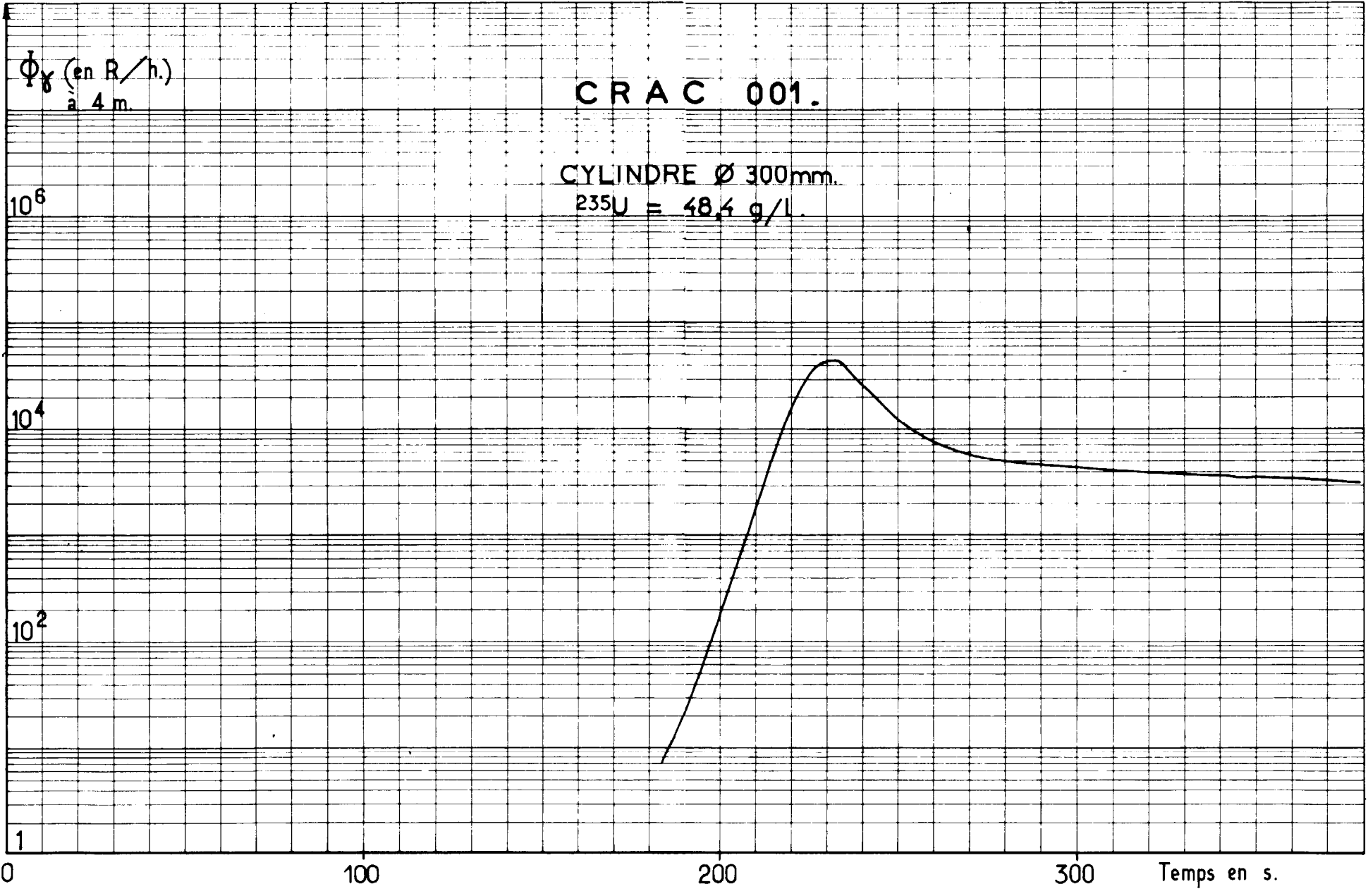


Fig: 9 (échelle dilatée)

$\Phi_{\gamma}$  (en R/h.)  
à 4 m.

C R A C 001.

CYLINDRE  $\varnothing$  300 mm

$^{235}\text{U} = 48,4 \text{ g/l}$

$10^6$

$10^4$

$10^2$

1

0

3500

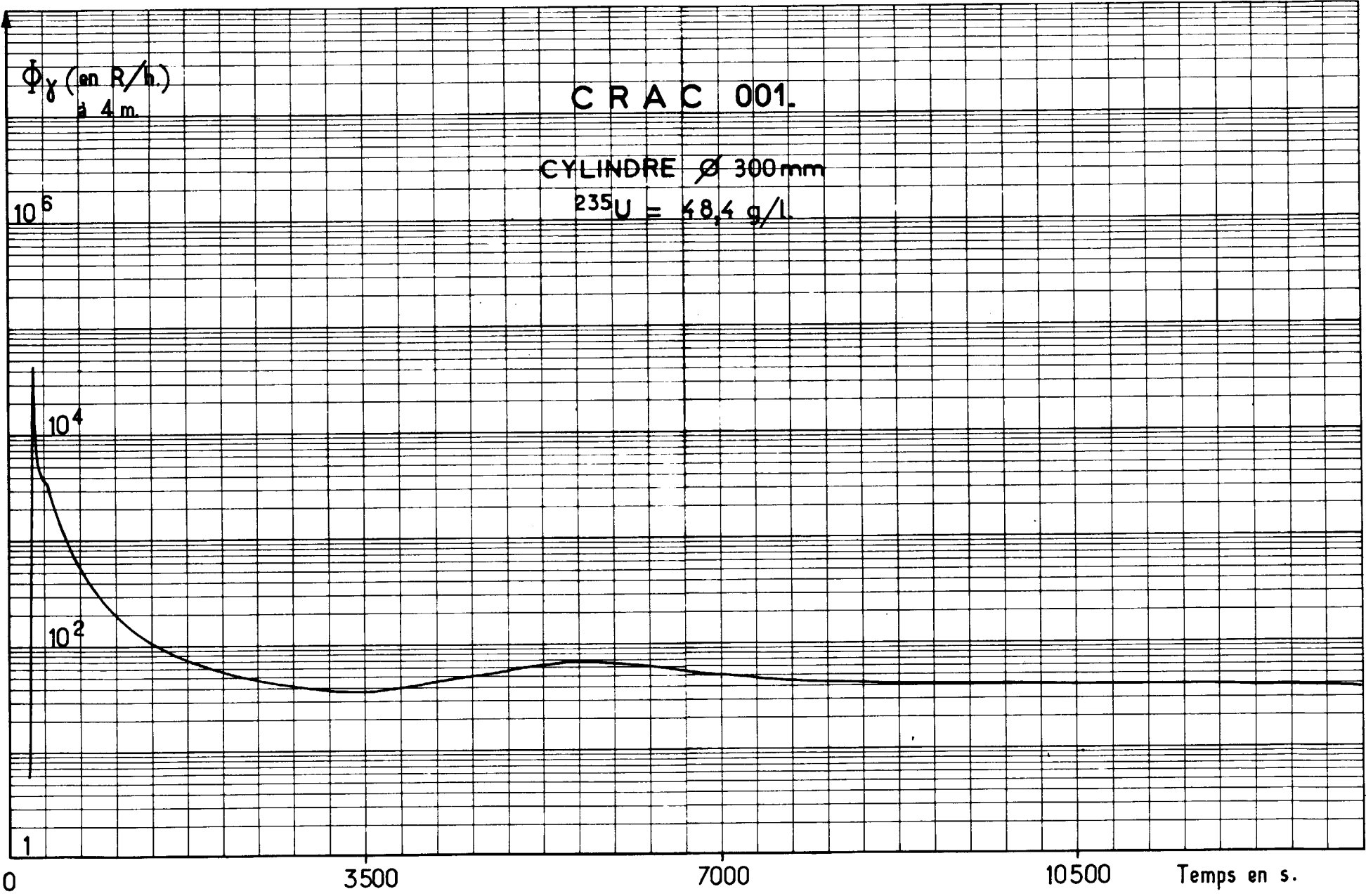
7000

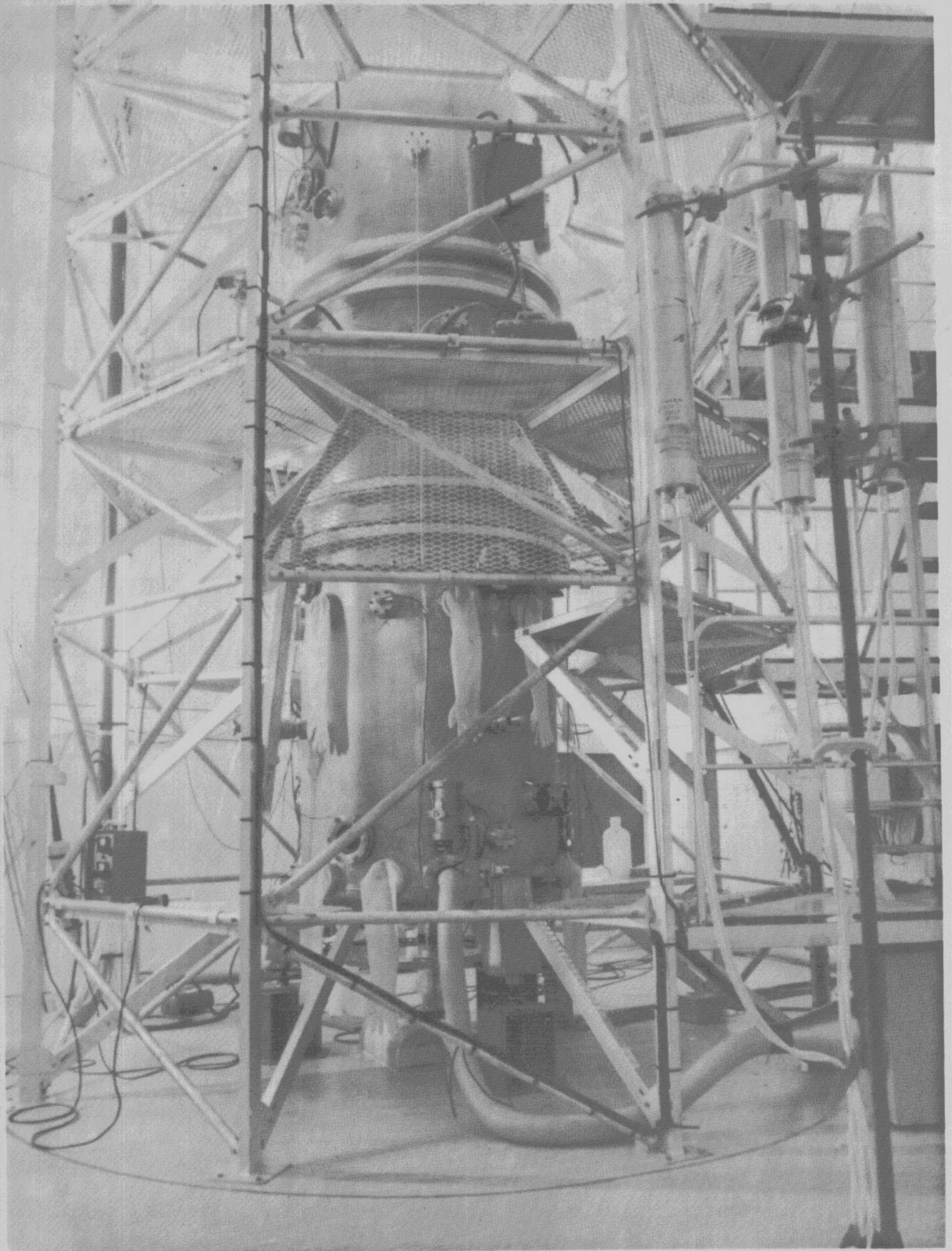
10500

Temps en s.

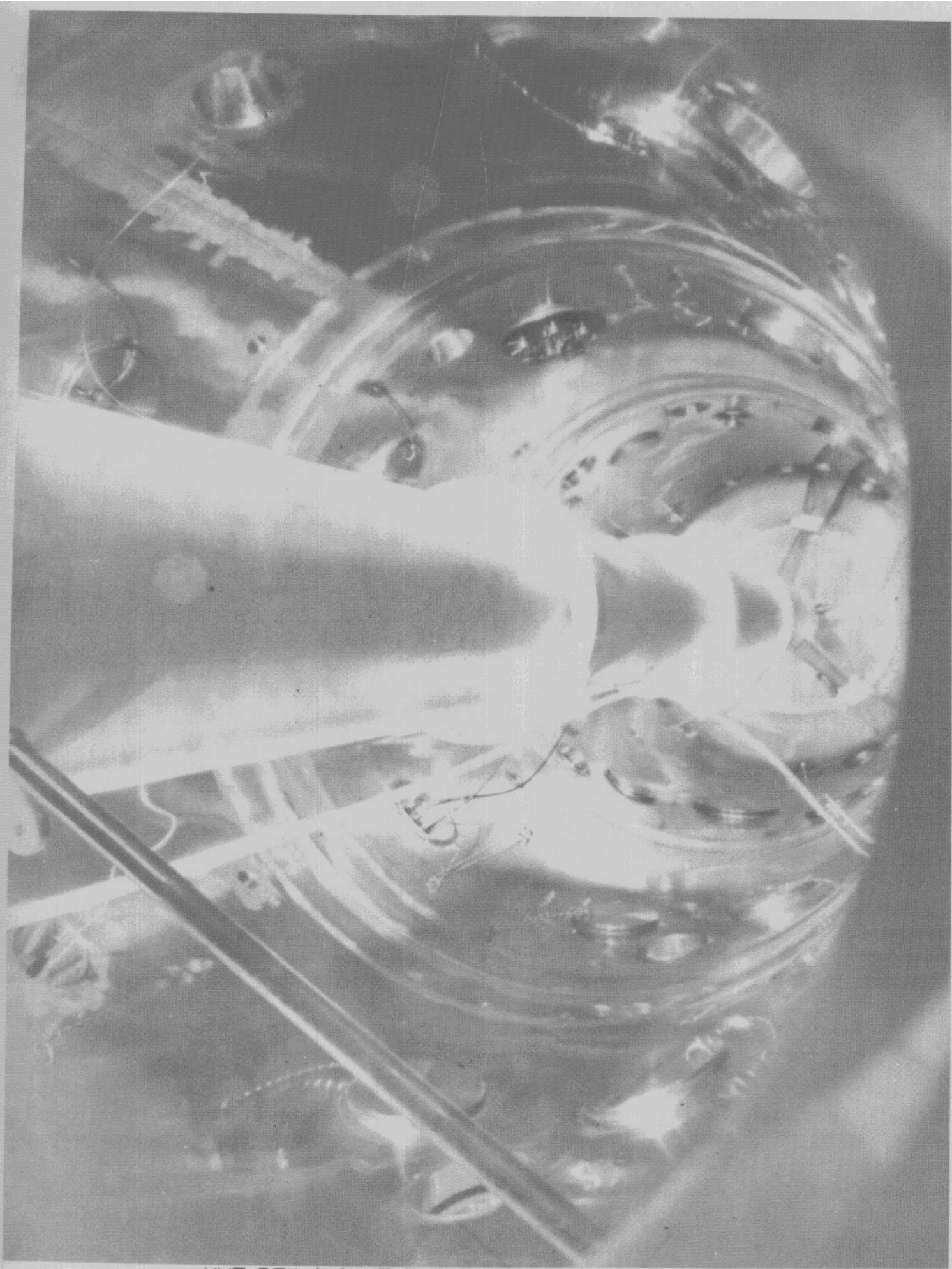
SECURAC

Fig: 10 (échelle normale)





ENSEMBLE EXPERIMENTAL



VUE DE LA CUVE EXPERIMENTALE

## D E S T I N A T A I R E S

-----

- M. l'Administrateur Général ..... 1 ex
- M. le Haut-Commissaire ..... 1 ex
- M. le Directeur du Cabinet du H.C. .... 1 ex
- M. le Directeur de la Protection et de la Sûreté Radiologiques.. 2 ex
- M. le Chef du Département de la Protection Sanitaire / FAR ..... 4 ex
  - dont 1 ex M. DOUSSET
  - 1 ex M. LAGUERRE
  - 1 ex Mme PARMENTIER
- M. le Chef du Service d'Etudes de Sûreté Radiologique/ SACLAY .. 9 ex
  - dont 5 ex Cadarache
- M. le Chef du Service Technique d'Etudes de Protection / FAR ... 3 ex
  - dont 1 ex M. SOUDAIN
  - 1 ex M. MARCHAL
- M. le Conseiller médical de la D.A. .... 1 ex
- M. le Chef du Service d'Etudes de Criticité ..... 15 ex
- M. le Chef du Département des Programmes ..... 2 ex
- M. le Directeur des Productions / FAR ..... 1 ex
- M. le Chef du Service des Combustibles Irradiés / FAR ..... 1 ex
- M. le Chef de Centre du Bouchet ..... 1 ex
- M. le Chef de Centre de Production de Pu de Marcoule ..... 3 ex
- M. le Chef de Centre de Pierrelatte ..... 3 ex
- M. le Chef de Centre de la Hague ..... 3 ex
- M. le Chef du Département de l'U.S.I. .... 1 ex
- M. le Directeur des Applications Militaires ..... 3 ex
  - dont 1 ex Sous-Direction des Recherches
  - 1 ex Sous-Direction des Fabrications
- M. le Chef de Centre de B.III ..... 5 ex
  - dont 2 ex Service Radiochimie / DAM/B.III
  - 2 ex S.P.R. / DAM/B.III
- M. le Chef de Centre de SACLAY ..... 2 ex
  - dont 1 ex Documentation
- M. le Chef du Service d'Electronique Industrielle ..... 1 ex
- M. le Chef de Centre de GRENOBLE ..... 1 ex
- M. le Directeur chargé des CEN FAR et CADARACHE (Fontenay) ..... 1 ex