

**Report of Atomic Research Center Saclay (CEA)  
3/27/1997**

**Department for Radiation Protection**

**Cepton Radiation Protection of Plant**

**Subgroup Radiation Protection of Accelerators**

**Report regarding the radiation protection tests for the Sodern  
Company at the neutron generator  
GENIE 16 –Soditron Pipes  
Using the radioactive material Tritium  
With a radioactivity of 120 GBq (3.24 Ci)**

**L. Ferreux, J.Y. Crochot, L. Bourgois**

## **TABLE OF CONTENTS**

- I      Introductory
- II     Description of the Neutron Generator
- III    Radiation Protection Tests
  - 3.1    Measurement methods for extreme radiation loads
  - 3.2    Measurement of the equivalent radiation dosage in case of contact with the Soditron types or in their vicinity.
    - 3.2a   Switched off pipes with short operating times
    - 3.2b   Pipes with longer operating times
      - 3.2b.1    Neutron radiation (pipes and operation)
      - 3.2b.2    Photon radiation
  - 3.3    Testing for absence of contamination
- IV.    Radiation Protection Recommendations

## I. Introductory

This report describes the radiation protection tests on a neutron generator with an energy of 14 MeV and the radioactive source being Tritium with a total radioactivity of 120 GBq (3.24 Ci). This generator is commercially described as the Genie 16 and includes a Neutron pipe named Soditron or TN16.

The tests were performed in the facilities of the manufacturer of these products, the Sodern Company in Limeil-Brevannes.

## II. Description of the Neutron Generator

18102 The Genie 16 operates in either a pulsating or continuous fashion; it generates neutrons at 14 MeV by means of the alternating effect of Deuterium atoms which are accelerated to approximately 90 KV and impact a Tritium Target (Reaction D-T{1}). This generates a neutron flow of  $1.108 \times 10^8$  neutrons per second (continuous operation which was utilized during our tests; moreover, we found the same results when testing the pulsing operation.)

Figure 1. Depiction of the Soditron Pipes

### Information regarding the radioactive material.

Radioactive source:	Tritium		
Radioactivity:	120 GBq		
Half-Life:	(12.34 $\pm$ 0.02 years)		
Radiation:	Natural		
Energy (keV)			
Intensity (%)	Energy (keV)	Intensity (%)	
Beta	Max:	18.62	
	Avg:	5.71	100

## III. Radiation Protection Tests

### 3.1 Measurement Methods for External Radiation Load

To evaluate the <sup>52mm2</sup> ~~open~~ radiation, the equivalent dosage absorbed by the skin is evaluated in a reference depth of 0.07 mm (7 mg/cm<sup>2</sup>). The equivalent dosage absorbed by the entire organism and possibly by the crystal in its depth is evaluated at a depth of 3 mm (300 mg/cm<sup>2</sup>).

For these measurements we utilized the following measurement aids:

- Thermoluminescence Dosimeter with Lithium-Fluoride (LiF), type TLD 700, HARSHAW, Dimensions 3.2 x 3.2 x 0.9 mm<sup>3</sup>; Calibration with an <sup>60</sup>Co source.
- A scintillation counter, Type SCINTOMAT
- An itemization compartment, Type BABYLINE
- A scintillation counter, Type SPP2

The equivalent dosage of the neutron radiation was measured using a REM counter, type Anderson & Braun (Counter <sup>3</sup>He, Brand: STUDVICK), which functions as a pulsation counter in order to be able to log the slight output values as well. This counter was calibrated using an AmBe source (Neutron Energy 4.5 MeV) for a reference depth of 1000 mg/cm<sup>2</sup> (H\*(10)). In this regard we should note that the reaction of a detector of this type depends very markedly upon the energy of the neutrons between 4.5 MeV and 14 MeV. This was taken into account in all of our results. (Corrective Factor as per {2}).

### 3.2 Measurement of the Equivalent Radiation Dosage when contacting a SODITRON pipe or in its vicinity.

#### 3.2.1 Switched-off pipes with short-operating times.

We measured the equivalence radiation dosage of the radioactive material, Tritium when the SODITRON pipes were switched off and had only been inserted once for operation. (The pipes are delivered to the clients in the inserted position.)

Twelve thermo-luminescence detectors, Type TLD 700, packed in plastic bags of 7 mg/cm<sup>2</sup> width and distributed along 7 measurement points were placed in contact for 18.35 hours with the SODITRON pipes. The results in terms of equivalent radiation dosage (μSv/h) are depicted in Figure 2.

Figure 2. Measurement of the Equivalent Radiation Dosage.

When in contact with the switched-off SODITRON pipes (pipes with a short operating time) information in μSv/h.

*Comment:* The values logged were weak (do, however, fall above the background radiation) and are probably due to a slight excitement of the pipes when they were inserted.)

### 3.2.2 Parts with longer operating times.

#### 3.2.2.1 Neutron Radiation (Pipes and Operation)

The equivalent radiation dosage at 1 m distance from the SODITRON pipes is shown in Table 1 for two modes of operation.

Neutron flow | Equivalents dosage at 1 meter distance

Table 1. Neutron equivalents radiation dosage in the vicinity of an operating SODITRON part.

The theoretical equivalents radiation dosage for  $1.1 \times 10^8 \text{ n.s.}^{-1}$  is  $1.25 \mu\text{Sv/h}^{-1}$  at 1 meter distance (given a conversion factor flow density divided by equivalence dosage of  $0.68 \text{ n.s.}^{-1}/\text{cm}$  per  $\mu\text{Sv/h}$ ), which corresponds to the test value.

#### 3.2.2.2 Photon Radiation

\*during operation

We measured the <sup>gamma</sup> ~~epsilon~~ components based upon the interaction of the deuterons on a target and of the rapid neutrons with various materials during operation by integration with the aid of the BABYLINE compartment and the SCINTOMAT counter in the vicinity of the SODITRON pipes. In the area of the target, a contact measurement was executed using the TLD 700 Dosimeters. At a 1 m distance from the SODITRON pipes which was operating at an intensity of  $4.8 \cdot 10^7 \text{ n.s.}^{-1}$ , we measured  $63 \mu\text{Sv/h}$  (BABYLINE measurement). In case of direct contact, an <sup>gamma</sup> ~~epsilon~~ equivalence measurement dosage of  $15 \mu\text{Sv/h}^{-1}$  was found (measurement Fli-7).

\*following operation

The SODITRON pipe tested had been operating for one hour at a constant flow of approximately  $4.8 \cdot 10^7 \text{ n.s.}^{-1}$ .

Following a radiation load of neutrons of 14 MeV, components of the SODITRON pipe were activated by the reaction of Type (n.p.) (n.α.), etc. A constant flow at  $4.8 \cdot 10^7 \text{ n.s.}^{-1}$  over a hour corresponds to an emission of  $1.8 \cdot 10^{11}$  neutrons; then precisely as is done with the untested SODITRON pipes, thermal luminescent detectors were installed at 6 measurement points. The integrated measurements spanning 21 hours and 21 minutes (in  $\mu\text{Sv/h.}$ ) are shown in Figure 8.3

Figure 3. Measurement of a Gamma-Equivalence Radiation Dosage in case of contact with the switched-off SODITRON pipes following one hour of operation.

Due to radionuclides with short half lives which arise in the SODITRON pipes (ranging from approximately 10 minutes to approximately 10 hours) and due to the integration time, the equivalence radiation dosage immediately following switch-off of the generators is rated too low.

In addition, these values depend upon the operating time. A measurement of the equivalence radiation dosage in case of contact with the SODITRON pipes immediately upon their switch-off found  $15 \mu\text{Sv/h}^{-1}$ , in the target. The value of  $61 \mu\text{Sv/h}^{-1}$  seems abnormally high and insignificant in reference to the normal case.

Note:

During measurements in contact with the MEN as a function of time following the radiation load impact, very short, half life times were found (Figure 4) using the scintillation counter of Type SPP2.

Figure 4. Fluctuation of the signal recorded during contact as a function of time following one hour of operation of the SODITRON pipes.

### 3.3 Testing for Absence of Contamination

A test of absence of contamination by contact with the SODITRON pipes was analyzed by the Laboratory for Nuclear Analysis of the Radiation Protection Division of the Center for Studies at Saclay. No trace of contamination due to liquid scintillation could be found (detection limited for Tritium 0.25 Bq).

## IV. Radiation Protection Recommendations

The SODERN pipes are sold as presented, that is, without radiation protection. Given the equivalence radiation dosage which was measured in the vicinity of these pipes it is quite obvious that radiation protections for the protection of workers are essential. If the pipes are operated in a protected compartment, it in turn has to be included in a safety chain in order to prevent any access during operation. Similarly, supervised and checked areas are to be determined based upon the measured equivalence radiation dosage around the SODITRON pipes.

The radioactive source Tritium must be specified on the part supplied to the user; that is, either on the SODITRON pipe or on the neutron admission module (GENIE 16), and all the instructions or information has to be in French (Law of 12/31/1975 and Decree for Execution on 3/14/1977).

The staff of the using company must be clearly and unequivocally informed regarding the existence of the radioactive source and of the dangers associated with it.

Any access to the generator must be carried out under the supervision of the responsible staff member or be carried out by a staff member who has been instructed regarding the dangers and their classification in category A or B.

In addition, the <sup>gamma</sup>~~epsilon~~ equivalent radiation dosage in case of contact with the switched-off pipes fluctuates based upon the number of operating hours. Therefore, prior to any handling of the pipes, a test has to be performed and the level of radioactivity determined.

The controls specified in Regulation No. 66-1103, of 10/2/1986, are to be carried out in line with the following modalities:

- In accordance with the decree of 10/2/1990, in which the frequency of controls of sealed radioactive materials is specified;
- In accordance with the decree of 6/1/1990, in which the methods for performing these controls are specified.

For Tritium, the ICPE Rating (Installation Classifications for Protection of the Environment) depending upon the radioactivity of the sources is specified in the following table for sealed radioactive materials:

1 Ci		100 Ci		1 Mci	
Not Classified	Requiring ICPE Notification		Requiring ICPE Approval		INB
37 GBq		3.7 TBq		37 PBq	

At 120 GBq (3.24 Ci), this system is to be classified as requiring ICPE notification.

The responsible staff has to prepare safety regulations in cases of malfunctions, accidents, and fire, in which the measures to be taken and interventions to be carried out must be described.

In case of fire which could spread in the vicinity of the sealed radioactive material, the risk of contaminating the atmosphere must be taken into account. As is well known, the annual limit value for absorbing by ingestion or breathing is set to  $3 \cdot 10^9$  Bq for Tritium water and the resulting limit value for air concentration is thus  $2 \times 10^{10}$  Bq<sup>m-3</sup> for Tritium gas.

Bibliography:

- 1 CRP21 Protection Against Ionizing Radiation from external sources – 1971.
- 2 European Workshop on Neutron Dosimetry for Radiation Protection PTB-ND-17.ISSN 0572-7170-1979





Direction du C.E.A. Saclay

DCEA-S/UGSP/SPR/SRI-A/96-378

UNITES DE GESTION,  
SECURITE, PROTECTION

Saclay, le 27 mars 1996

SERVICE DE PROTECTION  
CONTRE LES RAYONNEMENTS

REC'D AUG 17 1999

SECTION DE RADIOPROTECTION  
DES INSTALLATIONS

Groupe de Radioprotection  
des Accélérateurs

**COMPTE RENDU DES CONTROLES DE RADIOPROTECTION  
POUR LA SOCIETE SODERN SUR UN  
GENERATEUR DE NEUTRONS ASN 550 tube SODITRON  
CONTENANT UNE SOURCE DE TRITIUM  
D'ACTIVITE EGALE A 120 GBq (3,24 Ci)**

*L. FERREUX - J.Y. CROCHOT - L. BOURGOIS*

Clf : A-143/SODE/ACI-CR/LF-

## SOMMAIRE

-----

### I - INTRODUCTION

### II - PRESENTATION DU TUBE GENERATEUR DE NEUTRONS

### III - CONTROLES DE RADIOPROTECTION

#### 3.1 - Méthode de mesure des expositions externes

#### 3.2 - Mesure du débit d'équivalent de dose au contact et autour du SODITRON

##### *3.2.a - Tube à l'arrêt ayant peu fonctionné*

##### *3.2.b - Tube ayant fonctionné*

##### *3.2.b.1 - Dus au rayonnement neutronique (tube en fonctionnement)*

##### *3.2.b.2 - Dus au rayonnement photonique*

#### 3.3 - Contrôle de non contamination

### IV - RECOMMANDATIONS DE RADIOPROTECTION

## I - INTRODUCTION

Le présent rapport rend compte des contrôles de radioprotection effectués sur un générateur de neutrons d'énergie 14 MeV contenant une source de tritium d'activité totale égale à 120 GBq (3,24 Ci). Le nom commercial de ce générateur est le ASN 550, celui-ci comprend un tube neutron nommé SODITRON ou TN16.

Ces contrôles ont été effectués dans les locaux de la société SODERN à LIMEIL-BREVANNES, société qui fabrique ces tubes.

## II - PRESENTATION DU TUBE GENERATEUR DE NEUTRONS

L'ASN 550 fonctionne en mode pulsé ou continu ; il génère des neutrons de 14 MeV par l'interaction de deutons accélérés à environ 90 kV sur une cible de tritium (réaction D-T [1]). Le flux de neutrons généré est de  $1.10^8$  neutrons par seconde (mode continu, mode utilisé lors de notre étude - notons que pour le mode pulsé nous aurions les même résultats que ceux présentés dans ce rapport-).



*Figure 1 : Présentation du SODITRON*

### CARACTERISTIQUES DE LA SOURCE :

Radionucléide : Tritium

Activité : 120 GBq

Période :  $(12,34 \pm 0,02 \text{ ans})$

### RAYONNEMENTS EMIS :

Nature	Energie (keV)	Intensité (%)
Bêta	$E_{\beta\text{max}}$ : 18,62	100
	$E_{\beta\text{moy}}$ : 5,71	

### III - CONTROLES DE RADIOPROTECTION

#### 3.1 - Méthode de mesure des expositions externes

Pour le rayonnement  $\gamma$ , l'équivalent de dose reçu par la peau est évalué à la profondeur de référence égale à 0,07 mm ( $7 \text{ mg.cm}^{-2}$ ). L'équivalent de dose reçu en profondeur par l'organisme entier, et éventuellement par le cristallin, est évalué à la profondeur de 3 mm ( $300 \text{ mg.cm}^{-2}$ ).

Pour effectuer les mesures, nous avons utilisé :

- des dosimètres thermoluminescents au fluorure de lithium (FLi) type TLD 700 HARSHAW de dimensions  $3,2 \times 3,2 \times 0,9 \text{ mm}^3$ , ces dosimètres étant étalonnés à l'aide d'une source de  $\text{Co60}$ ,
- une sonde à scintillations type SCINTOMAT,
- une chambre d'ionisation de type BABYLINE.
- une sonde à scintillation de type SPP2

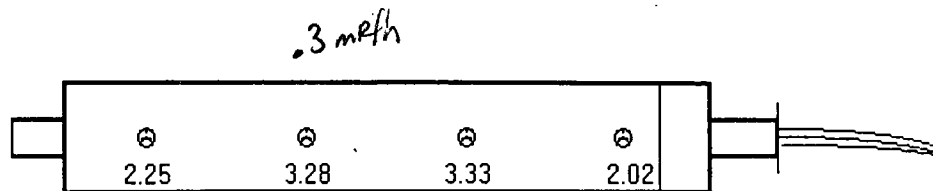
Pour le rayonnement neutronique, les équivalents de dose ont été mesurés à l'aide d'un "compteur de rems" de type ANDERSON & BRAÜN (compteur à  $^3\text{He}$  de marque STUDVICK) exploité en mode comptage d'impulsions pour pouvoir accéder aux faibles valeurs de débit. Ce compteur a été étalonné à l'aide d'une source d'AmBe (énergie des neutrons 4,5 MeV) pour une profondeur de référence égale à  $1\,000 \text{ mg.cm}^{-2}$  ( $\text{H}^*(10)$ ). Notons que la réponse de ce type de détecteur est relativement dépendante de l'énergie des neutrons entre 4,5 MeV et 14 MeV. Il en a donc été tenu compte pour l'ensemble des résultats (Facteur de correction d'après [2]).

#### 3.2 - Mesure du débit d'équivalent de dose au contact et autour du SODITRON

##### 3.2.1 - Tube à l'arrêt ayant peu fonctionné

Des mesures de débit d'équivalent de dose dû à la source de tritium ont été réalisées lorsque le SODITRON était à l'arrêt et qu'il n'avait fonctionné que lors de sa formation (les tubes sont livrés formés aux clients).

Douze détecteurs thermoluminescents type TLD 700, conditionnés dans des pochettes plastiques d'épaisseur  $7 \text{ mg.cm}^{-2}$ , et répartis selon six points de mesure, ont été placés au contact du SODITRON pendant 18,35 heures. Les résultats, exprimés en débit d'équivalent de dose ( $\mu\text{Sv/h}$ ) sont reportés sur la figure 2.



⊗ Débit d'équivalent de dose gamma en  $\mu\text{Sv/h}$

**Figure 2 : Mesure des débits d'équivalent de dose  $\gamma$  au contact d'un SODITRON à l'arrêt (Tube ayant peu fonctionné)**

**NOTA** : On observe que les valeurs obtenues sont faibles (mais supérieures au bruit de fond ambiant) et dues probablement à une légère activation du tube lors de sa formation.

### 3.2.2 - Tube ayant fonctionné

#### 3.2.2.1 - Dus au rayonnement neutronique (tube en fonctionnement)

Les débits d'équivalent de dose neutron à 1 m du SODITRON sont donnés dans le tableau 1 pour deux types de fonctionnement .

Flux de neutron	Débit d'équivalent de dose à 1 m ( $\text{mSv.h}^{-1}$ )
$1,1 \cdot 10^8 \text{ n.s}^{-1}$	1
$4,8 \cdot 10^7 \text{ n.s}^{-1}$	0,48

Tableau 1 :Débit d'équivalent de dose neutrons autour d'un SODITRON en fonctionnement

Notons que le débit d'équivalent de dose théorique pour  $1,1 \cdot 10^8 \text{ n.s}^{-1}$  est de  $1,25 \text{ mSv.h}^{-1}$  à 1 m (en prenant un facteur de conversion débit de fluence débit d'équivalent de dose de  $0,68 \text{ n.s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$  par  $\mu\text{Sv.h}^{-1}$ ) ce qui est en bon accord avec la valeur expérimentale.

#### 3.2.2.2 - Dus au rayonnement photonique

##### **\* En fonctionnement**

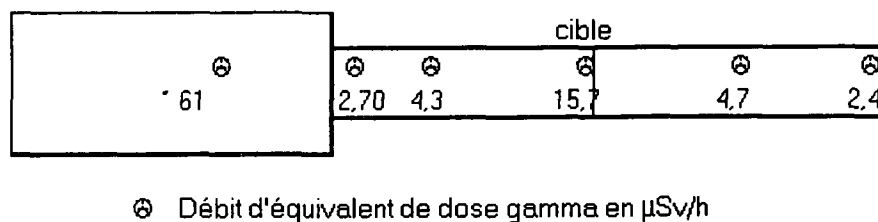
La composante  $\gamma$ , due à l'interaction des deutons sur la cible et des neutrons rapides avec les différents matériaux, a été mesurée en fonctionnement par intégration à l'aide de la babyline et du SCINTOMAT autour du SODITRON. Une mesure au contact a été réalisée au niveau de la cible à l'aide de dosimètres TLD 700.

A 1m du SODITRON fonctionnant à une intensité de  $4,8 \cdot 10^7 \text{ n.s}^{-1}$  on trouve  $63 \mu\text{Sv.h}^{-1}$  (mesure babyline). Au contact on trouve un débit d'équivalent de dose de  $15 \text{ mSv.h}^{-1}$  en  $\gamma$  (mesure Fli-7)

##### **\* Après fonctionnement**

Le SODITRON contrôlé a travaillé à flux constant  $\approx 4,8.10^7 \text{ n.s}^{-1}$  durant une heure.

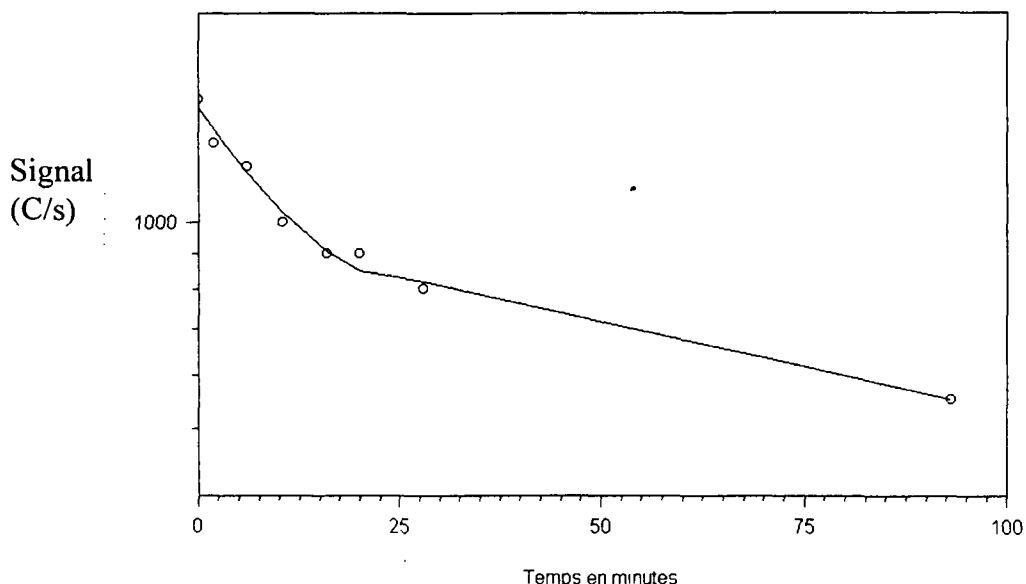
Après une irradiation par des neutrons de 14 MeV, les composants du SODITRON se sont activés par des réactions du type (n,p), (n, $\alpha$ ), etc. Un flux constant à  $4,8.10^7 \text{ ns}^{-1}$  durant une heure correspond à une émission de  $1,8.10^{11}$  neutrons ; on place alors, de la même manière que pour le SODITRON vierge, les détecteurs thermoluminescents selon six points de mesure. Les mesures intégrées sur 21 heures et 21 minutes, exprimées en ( $\mu\text{Sv/h}$ ) sont reportées sur la figure 5.



**Figure 3 : Mesure des débits d'équivalent de dose gamma au contact du SODITRON à l'arrêt après une heure de fonctionnement.**

Notons que, compte tenu des radionucléides à périodes radioactives courtes, créées dans le SODITRON (d'une dizaine de minutes à une dizaine d'heures) et au regard du temps d'intégration, ces valeurs sous-estiment le débit d'équivalent de dose immédiat après l'arrêt du générateur. De plus, ces valeurs dépendent du temps de fonctionnement. Une mesure de débit d'équivalent de dose effectuée au contact du SODITRON juste après l'arrêt de celui-ci a donné  $15 \mu\text{Sv.h}^{-1}$  au niveau de la cible. La valeur de  $61 \mu\text{Sv.h}^{-1}$  paraît anormalement élevée et non significative par rapport au cas général.

**Remarque :** A l'aide de la sonde à scintillation de type SPP2, on a mis en évidence la présence de périodes très courtes, en réalisant des mesures au contact du MEN en fonction du temps après irradiation (figure 4).



**Figure 4 : Variation du signal enregistré au contact en fonction du temps après 1 heure de fonctionnement du SODITRON**



### 3.3 - Contrôle de non contamination

Un frottis réalisé au contact du tube SODITRON a été analysé par le Laboratoire d'Analyses Nucléaires du Service de Protection contre les Rayonnements du Centre d'Etudes de Saclay. Aucune trace de contamination n'a pu être décelée par scintillation liquide (limite de détection pour le tritium 0,25 Bq).

## IV - RECOMMANDATIONS DE RADIOPROTECTION

Les tubes SODERN sont vendus tels qu'ils nous ont été présentés, c'est-à-dire sans protection radiologique. A la vue des débits d'équivalent de dose mesurés autour de ce tube il est bien évident qu'une protection radiologique est impérative pour assurer la protection des travailleurs. De plus, si ce tube fonctionne dans une casemate, celle-ci devra être munie d'une chaîne de sécurité empêchant l'accès dans la casemate pendant le fonctionnement. Il faudra aussi définir autour du SODITRON des zones surveillées et contrôlées en fonction des débits d'équivalent de dose mesurés.

Il est impératif que la source de tritium soit signalée sur la partie fournie à l'utilisateur c'est à dire soit sur le tube SODITRON ou sur le module d'émission neutronique (ASN 550), et que toutes les informations ou indications soient rédigées en langue française (loi du 31.12.1975 et circulaire d'application du 14.03.1977).

Le personnel de l'entreprise utilisatrice doit être clairement informé de la présence de la source radioactive et des risques associés.

Toute intervention sur le générateur doit être effectuée sous l'autorité de la personne compétente ou par une personne informée des risques encourus et classée en catégorie A ou B.

De plus, le débit d'équivalent de dose  $\gamma$  au contact du tube à l'arrêt, varie en fonction du nombre d'heures de fonctionnement, il est donc nécessaire, avant toute manipulation de contrôler le tube et de déterminer le niveau de la radioactivité induite.

Les contrôles réglementaires, prévus par le décret n° 86-1103 du 02.10.1986, devront être effectués selon les modalités définies par les arrêtés :

- du 2 octobre 1990, fixant la périodicité des contrôles des sources scellées et de leurs dispositifs de protection,
- du 1er juin 1990, indiquant les méthodes à suivre pour l'exécution de ces contrôles.

Pour le tritium, le classement I.C.P.E (Installations Classées pour la Protection de l'Environnement) en fonction de l'activité des sources est donné dans les tableaux suivants pour des sources scellées :

non classée	1 Ci   37 GBq	ICPE à déclaration	100 Ci   3,7 TBq	ICPE à autorisation	1 MCi   37 PBq	INB
-------------	---------------------	--------------------	------------------------	---------------------	----------------------	-----

L'installation, avec 120 GBq (3,24 Ci), devra être classée ICPE à déclaration.

La personne compétente devra établir des consignes de sécurité à appliquer en cas d'incident, d'accident et d'incendie, prévoyant les dispositions à prendre et les interventions à effectuer.

En particulier, en cas d'incendie susceptible d'affecter le confinement de la source scellée, le risque de contamination atmosphérique serait à considérer. Rappelons en effet que la limite annuelle d'incorporation (L.A.I.) par ingestion ou inhalation est fixée à  $3.10^9$  Bq pour l'eau tritiée et que la limite dérivée de concentration dans l'air pour le tritium gaz est de  $2.10^{10}$  Bq.m<sup>-3</sup>.



## REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

[1] ICRP 21 Protection against ionizing radiation from external sources- 1971.

[2] European Workshop on Neutron Dosimetry for Radiation Protection . PTB-ND-17. ISSN 0572-7170- 1979.