

# Étude d'impact des rejets environnementaux

	Rédacteur	Vérificateur	Approbateur
<b>Nom</b>			
<b>Fonction</b>			
<b>Date</b>	18/09/2023	18/09/2023	18/09/2023
<b>Visa</b>			

<b>Diffusion</b>	Photonis Instrumentation Nucléaire Photonis SSE	ASN
------------------	--	-----

Révision	Date	Modifications, Observations
0	16/06/2023	Version initiale
1	22/08/2023	Des modifications de syntaxe et de mise en forme ont été effectuées pour améliorer la clarté et faciliter la lecture de cette étude

**Référence document :** CR-PHO23061601-01

**Objet :** Étude d'impact des rejets gazeux et liquides de l'activité Instrumentation Nucléaire

**Dossier F520012** (Décision ASN N° CODEP-DTS-2023-037124 du 30 juin 2023)

## Table des matières

<b>1</b>	<b>Introduction</b>	<b>4</b>
1.1	Présentation de l'installation	4
1.2	Objectif de l'étude d'impact	4
<b>2</b>	<b>Evaluation des rejets aériens en condition de routine</b>	<b>5</b>
2.1	Historique de la surveillance des rejets aériens : analyse et interprétation des résultats	5
2.2	Méthodologie d'évaluation des rejets gazeux en condition de routine	5
2.3	Calcul pour l'inhalation totale en sortie de cheminée aux seuils autorisés	6
<b>3</b>	<b>Evaluation des rejets en situation incidentelle et accidentelle</b>	<b>8</b>
3.1	Analyse des risques et sélection de scénario envisagé	8
3.2	Calcul de l'exposition pour la bouffée de contamination en salle radiochimie	9
<b>4</b>	<b>Evaluation des rejets aqueux</b>	<b>10</b>
4.1	Historique de la surveillance des rejets aqueux : analyse et interprétation des résultats	10
4.2	Méthodologie d'évaluation des rejets aqueux	11
4.3	Calcul de l'exposition pour l'ingestion totale des rejets aux seuils autorisés	11
<b>5</b>	<b>Conclusion</b>	<b>13</b>

## Liste des tableaux

Tableau 1 : Synthèse de la surveillance des rejets aériens des 5 dernières années.....	5
Tableau 2 : Nombre moyen de jours de manipulation par an et durée moyenne d'une manipulation .....	6
Tableau 3 : Analyse de risques concernant la situation accidentelle (casse d'un flacon de solution mère) .....	8
Tableau 4 : Synthèse des résultats d'analyse des effluents liquides sur les 5 dernières années .....	10

# 1 Introduction

---

## 1.1 Présentation de l'installation

PHOTONIS est une entreprise multinationale de haute technologie et de premier plan avec plus de 80 ans d'expérience dans la conception et la fabrication de capteurs électro-optiques de haute précision.

Au sein de PHOTONIS France SAS, basée sur le site de Brive-la-Gaillarde, l'Activité Instrumentation Nucléaire conçoit, fabrique et commercialise des détecteurs de rayonnement gamma et de neutrons pour la surveillance et le contrôle des réacteurs nucléaires.

Pour certaines applications, ces détecteurs prennent la forme de chambres à fission, dont la fabrication nécessite la manipulation d'uranium sous forme de sources non scellées. En effet, une chambre à fission est constituée d'électrodes sur lesquelles est déposé de l'uranium solide (dioxyde d'uranium). Ce dernier est extrait de solutions de nitrate d'uranyle par un procédé d'électrolyse.

Ces manipulations impliquent le rejet dans l'environnement d'effluents potentiellement radioactifs. Ils sont de deux types :

- **Des rejets gazeux par voie aérienne** : C'est lors de l'opération de dépôt par électrolyse que l'uranium est susceptible de se volatiliser sous forme d'aérosols. Cette opération a lieu en salle radiochimie sous la sorbonne d'électrolyse. Des dispositifs de filtration de type filtre de très haute efficacité sont présents à l'extraction de la sorbonne et de la centrale de traitement d'air. Ils contribuent à l'épuration des effluents.

- **Des rejets aqueux par le réseau d'assainissement des eaux usées** : Les déchets liquides sont constitués des eaux de process et de l'eau du bain marie d'électrolyse. Les eaux de process sont l'ensemble des solutions résultant des opérations pouvant engendrer une contamination en salle radiochimie. Après distillation, les eaux de process et du bain marie font l'objet d'une analyse spectrométrique gamma. Le batch d'eau présentant un niveau de contamination inférieur au seuil de rejet est ensuite rejeté dans la station de neutralisation du site qui achemine les eaux usées vers le réseau d'assainissement.

## 1.2 Objectif de l'étude d'impact

Dans le cadre de son autorisation d'exercer une activité nucléaire à des fins non médicales, l'activité Instrumentation Nucléaire de PHOTONIS France SAS respecte les seuils suivants approuvés par l'ASN :

- Le seuil de rejets gazeux est fixé à une activité volumique en uranium 235 de  $10^{-4}$  Bq/m<sup>3</sup>
- Le seuil de rejets aqueux est fixé à une activité volumique en uranium 235 de 10 Bq/L

Dans un contexte de renouvellement de son autorisation, l'ASN a demandé à la société PHOTONIS une étude d'impact des rejets gazeux et liquides de son installation. Les détails de tous les calculs soutenant cette étude sont consultables dans les annexes 2 à 5. L'objectif de cette étude est de donner une évaluation complète et objective des impacts potentiels de ces rejets radioactifs afin de garantir que nos activités se déroulent dans le respect de la réglementation française.

## 2 Evaluation des rejets aériens en condition de routine

### 2.1 Historique de la surveillance des rejets aériens : analyse et interprétation des résultats

Afin de s'assurer du respect des prescriptions de notre autorisation concernant le seuil de rejets aériens, des mesures sont réalisées par un laboratoire agréé par l'ASN sur un échantillon représentatif de 80 m<sup>3</sup> minimum (au moins 2,5 jours pour un débit volumique de 1,4 m<sup>3</sup>/h), au cours des périodes les plus défavorables (pendant lesquelles les activités manipulées sont parmi les plus importantes de l'année).

Le tableau 1, présenté ci-dessous, donne une synthèse des résultats des mesures réalisées sur les cinq dernières années.

Date de prélèvement	Résultat analyse en U235 en Bq	Volume d'air prélevé en m <sup>3</sup>	Activité volumique U235 calculée en Bq/m <sup>3</sup>
Septembre 2022	< 0,00011	241,9	< 4,5.10 <sup>-7</sup>
Mars 2022	< 0,00044	237,6	< 1,9.10 <sup>-6</sup>
Septembre 2021	< 0,00011	90,9	< 1,2.10 <sup>-6</sup>
<b>Mai 2021</b>	<b>&lt; 0,00260</b>	<b>494,1</b>	<b>&lt; 5,3.10<sup>-6</sup></b>
Octobre 2020	< 0,00009	363,8	< 2,5.10 <sup>-7</sup>
Novembre 2019	< 0,00006	142,3	< 4,2.10 <sup>-7</sup>
Juin 2019	< 0,00036	586,6	< 6,1.10 <sup>-7</sup>
Novembre 2018	< 0,00100	246,1	< 4,1.10 <sup>-6</sup>
Janvier 2018	< 0,00005	190,8	< 2,6.10 <sup>-7</sup>

Tableau 1 : Synthèse de la surveillance des rejets aériens des 5 dernières années

Tout d'abord, il convient d'apporter des précisions sur les notations de ce tableau. En effet, les activités présentes dans la colonne « Résultat analyse en U235 en Bq » sont exprimées sous la forme « <SD ». Cela indique le seuil de décision de l'analyse et que le résultat de cette analyse est inférieur au seuil de décision.

Pour rappel le seuil de décision est une valeur qui permet de décider de la présence de radioactivité dans l'échantillon mesuré. Il intègre le mouvement propre des appareils de mesure (ou bruit de fond), dont le calcul est basé sur la norme ISO 11929.

D'abord, nous remarquons que toutes les mesures réalisées sur les 5 dernières années sont inférieures au seuil de décision. Ainsi, nous pouvons affirmer qu'**il n'y a pas de radioactivité ajoutée mesurée** (avec un niveau de confiance de la mesure de 97,5%).

D'autre part, si nous prenons l'hypothèse très conservatrice que les activités mesurées sont égales au seuil de décision nous pouvons dire que les activités volumiques calculées sur ces dernières années sont entre **20 et 400 fois inférieures au seuil autorisé** (10<sup>-4</sup> Bq/m<sup>3</sup>).

### 2.2 Méthodologie d'évaluation des rejets gazeux en condition de routine

Afin d'évaluer l'impact de nos rejets aériens, nous considérons l'inhalation par une personne du public, pendant 12 mois et directement en sortie de cheminée, de tous les rejets effectués au seuil de notre autorisation.

Le volume inhalé correspond à celui qui est extrait par la sorbonne d'électrolyse pendant les heures de manipulation. Ce volume est calculé de la manière suivante :

$$V_{inhalé} = \sigma_{sorbonne} \times t_{manip.} \times v_{frontale}$$

Où :

- ◆  $\sigma_{sorbonne}$  est la section de la sorbonne en  $m^2$ .
- ◆  $t_{manip.}$  est le temps de manipulation sous la sorbonne par an, en seconde.
- ◆  $v_{frontale}$  est la vitesse frontale dans la sorbonne en m/s.

Calcul de la section :

$$\sigma_{sorbonne} = L \times h$$

Où :

- ◆  $L$  est la longueur utile en mètre.
- ◆  $h$  est la hauteur utile en mètre.

Ainsi, on a :  $\sigma_{sorbonne} = 0,6 m^2$

Calcul du temps de manipulation :

Le temps de manipulation est obtenu par le produit du nombre moyen annuel de jours de manipulation (moyenne sur les 5 dernières années) et de la durée moyenne d'une manipulation en heures. Ces valeurs sont consignées dans le tableau ci-dessous.

Nombre moyen de jours de manipulation par an	38
Durée moyenne d'une manipulation en heures	5

*Tableau 2 : Nombre moyen de jours de manipulation par an et durée moyenne d'une manipulation*

Ainsi, on a :  $t_{manip.} = 192 \text{ heures}$

Calcul de la vitesse frontale :

Cette valeur est obtenue grâce aux mesures réalisées annuellement dans la sorbonne d'électrolyse. La valeur retenue pour le calcul correspond à la moyenne des vitesses frontales mesurées sur les 5 dernières années.

On a :  $v_{frontale} = 0,4 m/s$  soit  $v_{frontale} = 1440 m/h$

Ainsi, grâce à ces données nous pouvons calculer le volume suivante :

$$V_{inhalé} = 171010 m^3$$

Le détail de ce calcul est fourni en annexe 2.

## 2.3 Calcul pour l'inhalation totale en sortie de cheminée aux seuils autorisés

La dose efficace engagée totale par inhalation  $E(\tau)_{inhalée}$  est donnée par la formule suivante :

$$E(\tau)_{inhalée} = \sum_j A_{j,inhalée} \times DPUI_j \times f1_j = \sum_j A_{j,volumique} \times V_{inhalé} \times DPUI_j$$

Où :

- ◆ j est le radionucléide. On prend en compte les isotopes 234, 235, 236 et 238 de l'uranium, représentatifs de la matière manipulée.
- ◆  $A_{j,inhalée}$  est l'activité inhalée pour l'isotope étudié en Bq.
- ◆  $A_{j,volumique}$  est l'activité volumique en Bq.m<sup>-3</sup>. Cette activité volumique est représentée par le seuil autorisé de rejet dans l'air en U<sub>235</sub>.
- ◆  $V_{inhalé}$  est le volume inhalé en m<sup>3</sup>.
- ◆  $DPUI_j$  est la dose par unité d'ingestion pour l'isotope étudié et est exprimée en Sv.Bq<sup>-1</sup>. Les valeurs utilisées dans ce calcul sont obtenues à partir de deux références documentaires :
  - Guide Pratique Radionucléides et Radioprotection, deuxième édition.
  - L'arrêté du 1er septembre 2003 définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.
 Le cas le plus pénalisant est utilisé : les valeurs utilisées correspondent à celles données pour une personne du public âgée de 1 à 2 ans.
- ◆  $f1_j$  est le facteur d'absorption pulmonaire.

En appliquant cette formule avec nos valeurs, nous obtenons le résultat suivant :

$$E(\tau)_{inhalée} = 30 \mu Sv$$

Le détail du calcul est fourni en annexe 2.

## 3 Evaluation des rejets en situation incidentelle et accidentelle

### 3.1 Analyse des risques et sélection de scénario envisagé

Notre analyse de risques met en évidence deux situations incidentelle/accidentelle qui seraient susceptibles de générer des rejets aériens :

- L'une **incidentelle** : bouffée de contamination en salle radiochimie suite à la casse d'un flacon de solution mère
- L'autre **accidentelle** : incendie en salle radiochimie conduisant à la volatilisation des coffres de stockage des sources radioactives

Le tableau 3, présenté ci-dessous, montre un extrait de notre analyse de risques (version actualisée du 22/03/2023) concernant cette situation accidentelle.

Opérations	Aspects environnementaux	Impacts environnementaux	Mode	Domaine d'impact	Evaluation de la criticité du risque				Evaluation de la maîtrise					Cotation 2023
					Occurrence	Gravité	Détection	Criticité	Technique	Méthode	Compétence	Moyens	Facteur de Maîtrise	
Dépôts d'uranium (rejets aériens)	Utilisation de sources radioactives	Irradiations / Contamination	Accidentel	Air	1	5	1	5	1	1	1	1	4	20

Tableau 3 : Analyse de risques concernant la situation accidentelle (casse d'un flacon de solution mère)

Cette analyse est effectuée par un groupe de travail pluridisciplinaire composé d'experts en Santé, Sécurité et Environnement du site de Brive de PHOTONIS France SAS.

Dans un premier temps la criticité du risque est évaluée à l'aide des 3 facteurs suivants :

- **Occurrence** : Il s'agit d'un événement très rare ou d'un accident qui n'est jamais arrivé. Il est donc coté à **1/5** ;
- **Gravité** : Cette situation peut avoir un effet irréparable voir destructeur sur l'environnement. Ce facteur est donc coté à **5/5** ;
- **Détection** : Il s'agit d'un événement qui est détectable très facilement = **1/5**.

La criticité du risque est donc évaluée à  $1 \times 5 \times 1 = 5$  (le maximum étant de  $5 \times 5 \times 5 = 125$ ). Ce qui correspond à un risque **à surveiller**.

Dans un second temps, la maîtrise du risque est évaluée sur quatre aspects : technique, méthode, compétence et moyens.

Chacun de ces aspects est coté à **1/5 (très bonne maîtrise)**. Les actions déployées pour maîtriser le risque sont détaillées en annexe 1.

La maîtrise du risque est par conséquent évaluée à  $1+1+1+1 = 4$ . Ce qui correspond au meilleur niveau de maîtrise, la **maîtrise totale du risque**.

Ainsi la cotation obtenue pour ce risque est la multiplication du facteur de criticité (5) par le facteur de maîtrise (4) :  $5 \times 4 = 20$ . Ce qui correspond à un **risque non significatif**.

Par conséquent la situation accidentelle « Incendie en salle radiochimie conduisant à la volatilisation des solutions dans les coffres de stockage des sources radioactives » est un risque à surveiller mais qui est totalement maîtrisé que nous ne considérons pas comme étant significatif.

A l'inverse, nous considérerons par la suite la situation incidente « bouffée de contamination en salle radiochimie suite à la casse d'un flacon de solution mère » qui est pour nous **le seul scénario raisonnable prévisible**.

### 3.2 Calcul de l'exposition pour la bouffée de contamination en salle radiochimie

La dose efficace engagée par inhalation  $E(\tau)_{\text{bouffée contamination (bc)}}$  à la suite d'une dispersion au sol d'un flacon de solution mère d'uranium est évaluée par la formule suivante :

$$E(\tau)_{bc} = \frac{Q}{V \times R} \sum_j \frac{m_j \times A_{s,j} \times k_j}{f} \times DPUI_j$$

Où :

- ◆ j est le radionucléide. On prend en compte les isotopes 234, 235, 236 et 238 de l'uranium, représentatifs de la matière manipulée.
- ◆  $k_j$  est le coefficient de volatilité de l'isotope. Pour chaque isotope étudié dans ce cas,  $k=0,001$ .
- ◆ f est le facteur de protection lié aux EPI portés par la personne exposée, f = 1 représente le cas le plus pénalisant, soit la situation dans laquelle aucun équipement de protection individuelle n'est porté.
- ◆  $m_j$  est la masse en gramme de l'isotope étudié.
- ◆  $A_{s,j}$  est l'activité spécifique de l'isotope étudié en  $\text{Bq.g}^{-1}$ .
- ◆ Q est le débit respiratoire moyen humain au repos,  $Q = 1,2 \text{ m}^3/\text{h}$ .
- ◆ V est le volume de la salle considérée. Dans notre cas, la salle est la salle radiochimie et son volume est de  $V = 84,48 \text{ m}^3$ .
- ◆ R est le taux de renouvellement de la salle en  $\text{h}^{-1}$ . L'intégralité de l'air présent dans la salle se renouvelle 47,35 fois par heure en marche forcée, régime de fonctionnement de la centrale de traitement d'air utilisé lors de la manipulation de sources non scellées.
- ◆  $DPUI_j$  est la dose par unité d'ingestion pour l'isotope étudié et est exprimée en  $\text{Sv.Bq}^{-1}$ .

Les valeurs utilisées dans ce calcul sont obtenues à partir de deux références documentaires :

- Guide Pratique Radionucléides et Radioprotection, deuxième édition.
- L'arrêté du 1er septembre 2003 définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.

Le cas le plus pénalisant est utilisé : Les valeurs utilisées correspondent à celles applicables pour un travailleur exposé.

En appliquant cette formule avec nos valeurs, nous obtenons le résultat suivant :

$$E(\tau)_{bc} = 30 \mu\text{Sv}$$

Le détail du calcul est fourni en annexe 3.

## 4 Evaluation des rejets aqueux

### 4.1 Historique de la surveillance des rejets aqueux : analyse et interprétation des résultats

Afin de s'assurer du respect des prescriptions de notre autorisation concernant le seuil de rejets aqueux, des mesures sont réalisées par un laboratoire agréé par l'ASN sur chaque batch avant libération.

Le tableau 4, présenté ci-dessous, donne une synthèse des résultats des mesures réalisées sur les cinq dernières années.

Date d'analyse	Date de rejet	Quantité rejetée en L	Activité volumique U235 mesurée en Bq/L
13/10/2017	19/01/2018	30	< 2,10
22/10/2018	23/11/2018	30	< 2,80
22/10/2018	08/02/2019	30	< 2,40
22/10/2018		30	< 2,80
02/07/2019	02/07/2019	30	< 2,50
02/07/2019		15	< 2,30
10/11/2020	04/03/2021	30	< 1,80
10/11/2020		30	< 2,10
25/11/2021	05/05/2022	27	6,20
25/11/2021		20	4,00
10/10/2022	09/03/2023	30	< 2,30

Tableau 4 : Synthèse des résultats d'analyse des effluents liquides sur les 5 dernières années

Tout d'abord, il convient d'apporter des précisions sur les notations de ce tableau. En effet, les activités présentes dans la colonne « Activité volumique en U235 mesurée en Bq/L » sont exprimées sous la forme « <SD ». Cela indique le seuil de décision de l'analyse et que le résultat de cette analyse est inférieur au seuil de décision.

Pour rappel le seuil de décision est une valeur qui permet de décider de la présence de radioactivité dans l'échantillon mesuré. Il intègre le mouvement propre des appareils de mesure (ou bruit de fond), dont le calcul est basé sur la norme ISO 11929.

D'abord, nous remarquons que toutes les mesures réalisées sur les 5 dernières années (sauf en 2021) sont inférieures au seuil de décision. Ainsi, nous pouvons affirmer qu'il n'y a pas de radioactivité ajoutée (avec un niveau de confiance de la mesure de 97,5%). En 2021, malgré l'absence de modification de nos pratiques, deux mesures ont montré la présence de radioactivité ajoutée. Ces mesures, avec l'ajout de l'incertitude, restent en deçà du seuil de notre autorisation (10 Bq/L).

## 4.2 Méthodologie d'évaluation des rejets aqueux

Afin d'évaluer l'impact de nos rejets aqueux dans l'environnement, nous considérons l'ingestion par une personne du public, pendant 12 mois et directement dans le réseau d'assainissement, de tous les rejets liquides effectués au seuil de notre autorisation.

Dans un premier temps nous évaluons la dose efficace engagée pour une ingestion du volume annuel maximal rejeté par notre installation dans la station de neutralisation du site de Brive de PHOTONIS France SAS, puis nous calculons la nouvelle activité volumique après dilution dans la cuve de la station de neutralisation, pour enfin obtenir la dose efficace engagée pour une ingestion d'un volume raisonnable (1,5L par jour) des eaux usées du réseau d'assainissement public.

## 4.3 Calcul de l'exposition pour l'ingestion totale des rejets aux seuils autorisés

La dose efficace engagée par ingestion  $E(\tau)_{ingérée}$  est donnée par la formule suivante :

$$E(\tau)_{ingérée} = \sum_j A_{j,ingérée} \times DPUI_j \times f1_j = \sum_j A_{j,volumique} \times V_{ingéré} \times DPUI_j \times f1_j$$

Où :

- ◆ j est le radionucléide. On prend en compte les isotopes 234, 235, 236 et 238 de l'uranium, représentatifs de la matière manipulée.
- ◆  $A_{j,ingérée}$  est l'activité ingérée pour l'isotope étudié en Bq.
- ◆  $A_{j,volumique}$  est l'activité volumique en Bq.L<sup>-1</sup>. Cette activité volumique est représentée par le seuil maximal autorisé de rejet dans les eaux en U<sub>235</sub>.
- ◆  $V_{ingéré}$  est le volume ingéré en L. On considère ce volume comme étant égal au volume annuel maximal rejeté dans la station de neutralisation est de 60 L.
- ◆  $DPUI_j$  est la dose par unité d'ingestion pour l'isotope étudié et est exprimée en Sv.Bq<sup>-1</sup>. Les valeurs utilisées dans ce calcul sont obtenues à partir de deux références documentaires :
  - Guide Pratique Radionucléides et Radioprotection, deuxième édition.
  - L'arrêté du 1er septembre 2003 définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.
 Le cas le plus pénalisant est utilisé : les valeurs utilisées correspondent à celles données pour une personne du public âgée de 1 à 2 ans.
- ◆  $f1_j$  est le facteur d'absorption gastro-intestinal. La dose efficace engagée par ingestion est fonction de cette valeur.

En appliquant cette formule avec nos valeurs nous obtenons le résultat suivant :

$$E(\tau)_{ingérée,station\ de\ neutralisation} = 191 \mu Sv$$

Le détail du calcul est fourni en annexe 4.

Le calcul précédent donne la dose efficace engagée correspondant à l'ingestion de la totalité des effluents liquides rejetés pendant 12 mois dans la station de neutralisation. Or ce volume, à une activité de 10 Bq/L, est dilué dans la cuve de la station avant d'être rejeté dans le réseau d'assainissement public. La formule suivante permet de calculer la nouvelle activité volumique de ces eaux rejetées :

$$A_{volumique,cuve} = \frac{A_{seuil} \times V_{annuel}}{V_{cuve} + V_{annuel}}$$

Où :

- ◆  $A_{volumique,cuve}$  est l'activité volumique dans la cuve en uranium 235, en Bq/L.
- ◆  $A_{seuil}$  est l'activité volumique des effluents liquides, en Bq/L. Nous considérons que nous sommes au seuil autorisé, soit 10 Bq/L.
- ◆  $V_{cuve}$  est le volume total de la cuve. Ce volume constant est calculé à 9670 L d'eaux usées.
- ◆  $V_{annuel}$  est le volume total d'effluents liquides rejetés par an, 60 L maximum.

Après application numérique, nous obtenons le résultat suivant :

$$A_{volumique,cuve} = 0,06 \text{ Bq/L}$$

Enfin, pour une personne du public qui boit 1,5L d'eau par jour, directement issue du réseau d'assainissement des eaux usées, avec une activité volumique de 0,06 Bq/L, la dose efficace engagée par ingestion sur une année devient :

$$E(\tau)_{ingérée,réseau\ d'assainissement} = 10 \mu Sv$$

Le détail du calcul est fourni en annexe 5.

## 5 Conclusion

---

Ainsi la dose efficace globale engagée par notre activité ne peut dépasser la somme des doses efficaces obtenues pour des rejets aux seuils autorisés, soit :

$$E(\tau)_{global} < E(\tau)_{inhalée} + E(\tau)_{ingérée, réseau d'assainissement} < 30 + 10 < 40 \mu Sv.$$

Cette dose est calculée en supposant les rejets de l'activité au seuil autorisé, ce qui n'a jamais été le cas selon les résultats de prélèvement des 5 dernières années. Pourtant, elle reste 25 fois moins élevée que le seuil réglementaire pour le public, fixé à 1 mSv. A titre informatif, l'exposition moyenne annuelle de la population française (due principalement aux rayonnements naturels) est de 4,5 mSv (source IRSN, 2021). 40  $\mu$ Sv représentent ainsi une dose 112 fois inférieure à l'exposition moyenne annuelle de la population française.

De plus, la situation incidentelle, seule situation raisonnablement envisageable, bien que peu probable, (bouffée de contamination en salle Radiochimie) conduirait à une dose efficace engagée par inhalation de 30  $\mu$ Sv pour un travailleur classé de l'activité Instrumentation Nucléaire qui ne respecterait pas les procédures (non-respect de l'obligation de port de l'EPI de protection respiratoire). Cette dose reste 333 fois moins élevée que le seuil réglementaire pour les travailleurs classés en catégorie B, fixé à 6 mSv.

Par conséquent, les rejets de l'activité Instrumentation Nucléaire, qu'ils soient en situation normale ou incidentelle, présentent un impact peu significatif et sont très loin des seuils réglementaires préconisés dans notre autorisation.

Néanmoins PHOTONIS s'engage à continuer à respecter avec le plus grand soin les seuils réglementaires qui lui sont imposés et met un point d'honneur à maintenir l'exposition de ses salariés ainsi que du public aussi bas que raisonnablement possible.