

Fontenay-aux-Roses, le 25 juillet 2019

Monsieur le Président de l'Autorité de Sûreté Nucléaire

Avis IRSN n° 2019-00179

Objet : Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra)
Centre de stockage de l'Aube (CSA) - INB n° 149
Demande de modification portant sur la prise en charge de colis de sources scellées usagées de forte activité

Réf. : Lettre ASN CODEP-CHA-2018-023387 du 13 juin 2018

Par lettre citée en référence, vous demandez l'avis de l'IRSN sur le dossier transmis par l'Andra en support à sa demande d'autorisation, au titre de l'article 26 du décret 2007-1557 du 2 novembre 2007, de prise en charge de colis de sources scellées usagées de forte activité au centre de stockage de l'Aube (CSA). Vous demandez notamment que soient examinées la maîtrise des risques liés aux opérations de réception et de conditionnement sur le site du CSA ainsi que l'acceptabilité des sources pour un stockage dans ce centre.

1 - Contexte

Adresse courrier
BP 17
92262 Fontenay-aux-Roses
Cedex France

Siège social
31, av. de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
Standard +33 (0)1 58 35 88 88
RCS Nanterre B 440 546 018

La demande d'autorisation en objet porte sur la réception, le conditionnement et le stockage au CSA de sources solides scellées de cobalt 60 (^{60}Co , demi-vie évaluée à 5,27 ans¹) de forte activité ainsi que de rebuts issus de leur fabrication, provenant de l'installation nucléaire de base (INB) n°72 du CEA (zone de gestion des déchets solides (ZGDS)) et de l'usine de production de radioéléments artificiels (INB n°29) exploitée par CIS Bio International, situées à Saclay. Elle s'inscrit notamment dans le cadre des opérations de désentreposage des déchets de l'INB n°72, en perspective de sa mise à l'arrêt définitif et de son passage en démantèlement actuellement prévus à la fin de l'année 2022. Par ailleurs, l'installation exploitée par CIS Bio International met actuellement en œuvre une démarche de réduction de son inventaire radiologique.

Ces sources usagées ont été utilisées dans le cadre d'irradiations médicales, d'activités industrielles telles que la gammagraphie ou encore en tant que jauges pour mesurer, par exemple, le niveau de

¹ D'après la base de données JEFF (Joint Evaluated Fission and Fusion) de l'agence pour l'énergie nucléaire (AEN)

remplissage de cuves. Elles sont constituées de billes, de cylindres ou de plaquettes de cobalt, enrobés ou non d'une couche de nickel, contenus dans une enveloppe d'acier inoxydable ou d'aluminium, de forme oblongue et de dimensions variées. Les rebuts de fabrication de ces sources sont constitués de billes, de crayons ou de plaquettes, de restes de matière récupérés dans les cellules ayant servi à la fabrication des sources, ou encore de sources non conformes n'ayant pas été commercialisées. En vue de leur expédition au CSA, le dossier examiné prévoit que les sources et rebuts soient disposés dans les emplacements d'un panier, soit unitairement pour les sources de modèles COP-1 et COP-4 dont les dimensions occupent un emplacement entier, soit à l'intérieur d'étuis en acier (cf. Figures 1 et 2 en annexe 1 au présent avis). Le panier chargé de sources ou d'étuis est alors déposé dans un conteneur de type « SV69 ». Ce conteneur, conçu dans les années 1990 pour l'entreposage et le transport de sources, est constitué d'un cylindre métallique dont le corps est blindé, mesurant environ 1,6 m de haut et 1,1 m de diamètre. Le transport jusqu'au CSA est prévu par la route, au sein d'une surcoque de transport MANON. Celle-ci est constituée de deux demi-coquilles cylindriques en acier inoxydable sur lesquelles une bride est soudée afin de les maintenir vissées. En outre, la surcoque est munie de deux amortisseurs à chacune des extrémités et de capots en tôle anti-poinçonnement.

En juillet 2017, l'Andra a transmis un premier dossier en support d'une demande de prise en charge au CSA d'environ 8 000 sources de ^{60}Co et d'un nombre non déterminé de rebuts de fabrication, répartis dans 20 conteneurs de type « SV69 » et dans 7 conteneurs de type « SV34 » (de principe de conception semblable à celui des SV69), pour une activité totale en ^{60}Co d'environ 10^{16} Bq, estimée au 1^{er} janvier 2017. Ce premier dossier prévoyait en outre la prise en charge de 9 équipements « indémontables » tels que des irradiateurs dans lesquels les sources se trouvent encore. Dans un deuxième temps, l'Andra a transmis l'indice B du dossier, réduisant le périmètre de la demande aux 20 conteneurs SV69. À ce stade, seule la composition du premier conteneur à stocker au CSA est entièrement connue. S'agissant de la composition des autres conteneurs SV69 à stocker, l'Andra a présenté au cours de l'instruction un plan de chargement prévisionnel mais a précisé que celui-ci est incomplet pour trois conteneurs et que ce plan est susceptible d'évoluer en termes de nombre et de type de sources longues et d'étuis par conteneur.

L'examen par l'IRSN des éléments transmis par l'Andra appelle les commentaires suivants.

2 - Caractéristiques des sources

Les sources de ^{60}Co sont fabriquées en réacteur par activation neutronique de cobalt stable sous forme de billes, de cylindres ou de plaquettes, dont certains ont été enrobés d'une couche de 5 μm d'épaisseur de nickel stable, préalablement à leur passage en réacteur, dans l'objectif d'en améliorer les caractéristiques mécaniques. L'activation en réacteur du nickel stable a engendré, conjointement au ^{60}Co , la présence de nickel 59 (^{59}Ni , demi-vie évaluée à 76 000 ans \pm 5 000 ans¹) et de nickel 63 (^{63}Ni , demi-vie évaluée à 98,7 \pm 2,4 ans¹) dans les sources et rebuts précités.

Pour évaluer l'activité totale en ^{60}Co des sources et des rebuts, l'Andra a indiqué au cours de l'instruction s'appuyer en priorité sur leur certificat réglementaire. Celui-ci comporte le numéro de la source, son activité à une date donnée et sa date de fabrication. En revanche, aucun certificat ne

peut être associé aux rebuts de fabrication, ni à une partie des sources en objet de la demande d'autorisation, parce que leur numéro d'identification n'a pas été inscrit sur l'enveloppe des sources ou parce que leur vieillissement l'a rendu illisible. Pour ces sources et rebuts, l'Andra a indiqué au cours de l'instruction que l'activité est estimée de manière pénalisante si elles peuvent être rattachées à une famille dont les conditions de fabrication sont connues, en tenant compte d'une date de fabrication et d'une activité initiale enveloppes pour cette famille, ou à partir d'une mesure directe du débit de dose dans le cas contraire. Par ailleurs, l'Andra a précisé que les étuis ainsi que les sources occupant un emplacement entier au sein d'un panier font l'objet d'une mesure de débit de dose avant chargement en conteneur.

L'IRSN estime que le rattachement de sources non identifiées à une famille dont les conditions de fabrication sont connues peut permettre de leur attribuer une activité en ^{60}Co enveloppe sur le plan des principes. Par ailleurs, concernant les certificats associés aux sources, l'IRSN n'a pas connaissance de défaut de fiabilité des données qu'ils contiennent. L'IRSN estime que la mesure du débit de dose engendré par les sources et rebuts permet d'accéder à leur activité en ^{60}Co . **L'IRSN considère donc que la méthodologie retenue par l'Andra doit permettre, dans son principe, d'aboutir à une estimation enveloppe de l'activité totale en ^{60}Co des sources et des rebuts.** Toutefois, l'IRSN relève que les installations dans lesquelles se trouvent ces objets abritent également des sources scellées contenant d'autres radionucléides, en particulier des sources de césium 137 (^{137}Cs , demi-vie évaluée à 30 ans¹), dont l'aspect de certains modèles est similaire à celui des sources de ^{60}Co , ce qui entraîne un risque de confusion en cas d'absence ou d'illisibilité de leur numéro d'identification (notamment dans le cas des sources de ^{60}Co de modèle « COGC-8 » et des sources de ^{137}Cs de modèle « Cs2041 »). En outre, des éléments dont seule la forme est rapportée dans le plan de chargement prévisionnel (par exemple « aiguille » ou « crayon ») peuvent également faire l'objet d'une confusion sur leur contenu radioactif. Or, la mesure du débit de dose ne permet pas de discriminer le ^{60}Co et le ^{137}Cs , tandis que des mesures par spectrométrie gamma permettraient de réaliser cette distinction. Compte tenu de l'existence de limites spécifiques associées à l'acceptation de sources au CSA (cf. prescriptions techniques (PT) en annexe 2 au présent avis), **l'IRSN attire l'attention, pour les objets susceptibles de faire l'objet d'une confusion, sur l'importance de s'assurer qu'il s'agit bien de sources ou de rebuts de ^{60}Co . L'IRSN suggère à l'ASN de vérifier ce point en inspection.**

S'agissant de l'activité des sources et des rebuts en ^{59}Ni et en ^{63}Ni , la méthode d'évaluation retenue par l'Andra repose sur une démarche de corrélation de celles-ci avec leur activité en ^{60}Co basée sur un calcul d'activation² selon les conditions prévalant dans les réacteurs Célestin, au sein desquels ces sources et rebuts ont été produits en majorité. L'activation conduisant à une activité en ^{59}Ni très inférieure à celle du ^{63}Ni pour une même quantité de cobalt stable, l'Andra a précisé au cours de l'instruction qu'elle se base donc sur le ^{63}Ni pour les estimations qu'elle réalise. Ainsi, l'Andra indique que, pour réaliser une estimation enveloppe, le calcul considère un rapport maximal des quantités du nickel et du cobalt stables, ainsi que des conditions en réacteur maximisant le rapport des activités de ^{63}Ni et de ^{60}Co :

² Résolution numérique des équations de Bateman (irradiation sous flux neutronique) réalisée pour déterminer la quantité de nickel et de cobalt radioactifs générée à partir du cobalt et du nickel stables, en tenant compte des caractéristiques en réacteur.

- en ce qui concerne le rapport des volumes du nickel et du cobalt stables, l'Andra retient que toutes les sources sont constituées de billes de cobalt stable de $1,04 \pm 0,04$ mm de diamètre recouvertes d'une couche de nickel de $5 \mu\text{m}$ d'épaisseur. L'IRSN estime que cette géométrie, parmi celles présentées par les sources faisant l'objet du présent dossier (billes, cylindres, plaquettes de dimensions plus importantes), conduit effectivement à maximiser le rapport nickel/cobalt ;
- en ce qui concerne les conditions en réacteur, des caractéristiques de flux neutronique de 2.10^{14} n.cm⁻²/s pour les neutrons thermiques et de 7.10^{13} n.cm⁻²/s pour les neutrons rapides ainsi qu'une durée de passage en réacteur de 2 400 jours sont considérées. L'Andra a indiqué au cours de l'instruction que les flux neutroniques considérés sont supérieurs à ceux réellement constatés dans les réacteurs Célestin. L'Andra a précisé que le choix d'une durée d'irradiation de 2 400 jours est pénalisant pour l'évaluation de l'activité en ⁶³Ni dans la mesure où le rapport d'activité ⁶³Ni/⁶⁰Co augmente avec la durée d'irradiation et où cette durée est enveloppe des durées ayant conduit à la fabrication des sources et aux rebuts dans les réacteurs Célestin. L'IRSN relève que les valeurs de flux neutroniques prises en compte pour le calcul sont du même ordre de grandeur que celles des flux moyens observés dans ces mêmes réacteurs mais convient du caractère très enveloppe de la durée d'irradiation considérée.

Compte tenu de l'ensemble de ces éléments, l'IRSN considère que les calculs d'activation présentés par l'Andra permettent d'aboutir à des estimations enveloppes des activités en ⁵⁹Ni et en ⁶³Ni des sources et des rebuts ayant été fabriqués dans les réacteurs Célestin. En revanche, l'IRSN note qu'un certain nombre de sources et rebuts contenus dans le plan de chargement prévisionnel présenté par l'Andra ont été produits dans des réacteurs étrangers. L'IRSN constate que les flux neutroniques prévalant au sein des réacteurs étrangers susceptibles d'avoir produit ces sources et rebuts peuvent être au maximum d'un ordre de grandeur plus élevé que les flux des réacteurs Célestin dans le domaine thermique, ce qui conduit à une incertitude d'un ordre de grandeur sur l'activité de ⁶³Ni produite³ pour une durée d'irradiation fixée. Toutefois, compte tenu du faible nombre de sources et rebuts (quelques pourcents) *a priori* concernés par cette incertitude et, comme mentionné ci-avant, du caractère très enveloppe des hypothèses considérées (rapport des volumes du nickel et du cobalt stables, durée de passage en réacteur supérieure aux durées effectives d'irradiation dans les réacteurs étrangers), l'IRSN considère que la méthode de détermination de l'activité en ⁶³Ni est également acceptable pour les sources et rebuts produits à l'étranger.

3 - Maîtrise des risques liés aux opérations de réception et de conditionnement des sources

Description des opérations de réception et de conditionnement

L'Andra prévoit que les sources et les rebuts soient transportés jusqu'au CSA dans leur conteneur SV69, lui-même placé dans la surcoque MANON. Après vérification des documents d'expédition à l'entrée du centre, le camion chargé du colis de transport est dirigé, dans l'option de référence

³ Concernant les isotopes ⁵⁹Ni, ⁶⁰Ni, ⁶¹Ni, ⁶²Ni et ⁶³Ni, les réactions nucléaires dans le domaine thermique sont dominées par la capture de neutrons, elle-même proportionnelle au flux neutronique.

retenue par l'Andra, vers le bâtiment de transit. Des contrôles radiologiques de débit de dose et de contamination surfacique labile sont effectués sur le véhicule de transport, puis le tracteur est dételé de la remorque sur laquelle la surcoque MANON est arrimée. Ensuite, les ridelles de la remorque, les arrimages et les éléments de calage du colis de transport sont ôtés à leur tour. Le pont de manutention, muni d'un palonnier spécifique pour la manutention de la surcoque MANON, dépose cette dernière au sol. Le couvercle de la surcoque MANON est alors déboulonné, sa partie supérieure est déposée sur des cales à proximité et l'intérieur de cette partie supérieure subit un contrôle de contamination surfacique. La partie accessible du conteneur SV69 contenant les sources est alors contrôlée (débit de dose et de contamination surfacique) puis le conteneur est élingué, hors de la partie inférieure du colis de transport, jusqu'à l'intérieur d'un caisson métallique de 5 m³ à injecter. Avant l'opération de fermeture du caisson, le capot amortisseur de transport en bois, vissé jusqu'alors en partie haute du conteneur SV69, est déposé au sol et contrôlé. Enfin, le caisson de 5 m³ est acheminé à l'aide d'un chariot élévateur dans le hall de réception des caissons (C024), est ensuite manutentionné vers le local d'injection (C033), puis est injecté selon les procédures existantes du CSA. En parallèle, la surcoque MANON est reconstituée, arrimée sur la remorque et confiée au transporteur pour réexpédition. Pour l'ensemble des contrôles précités, l'Andra a indiqué au cours de l'instruction qu'un dépassement des valeurs seuils de contamination surfacique ou de débit de dose conduirait à un point d'arrêt et une analyse de la situation avant toute poursuite des opérations. L'Andra a indiqué au cours de l'instruction qu'en cas d'indisponibilité du bâtiment de transit ou des équipements qu'il abrite, l'ensemble des opérations de réception et de conditionnement aura lieu dans le hall C024.

Dissémination de substances radioactives

Le conteneur SV69 est composé d'un corps cylindrique en acier inoxydable, qui intègre une protection biologique en plomb, muni d'ailettes de refroidissement et de 4 oreilles de levage et d'arrimage, d'un bouchon interne de protection biologique et d'un couvercle d'étanchéité, dans lequel est usiné un orifice de prise d'échantillon. Les sources et les différents étuis étant supposés non étanches par l'Andra, le conteneur SV69 constitue la seule barrière de confinement entre les radionucléides et l'environnement pendant les opérations de réception, de mise en caisson de 5 m³ et de transport interne jusqu'au local d'injection. L'Andra a indiqué au cours de l'instruction que l'ensemble des joints assurant l'étanchéité du conteneur seront neufs et installés lors de la fermeture définitive du conteneur, au départ des installations d'entreposage, écartant de fait une perte d'étanchéité par vieillissement des joints. En outre, le producteur du colis prévoit de tester l'étanchéité des espaces inter-joints du conteneur avant son envoi vers le CSA et de joindre le procès-verbal de contrôle à la fiche de conformité des conteneurs à fermeture, transmise à l'Andra avant livraison, ainsi que des photographies du conteneur SV69 à fermeture garantissant son bon état général. Enfin, les contrôles de contamination surfacique réalisés aux différentes étapes de réception et de conditionnement du conteneur en caisson de 5 m³ et récapitulés ci-avant permettront, d'après l'Andra, de détecter une éventuelle dissémination de substances radioactives. L'IRSN relève que les contrôles d'étanchéité prévus lors du départ du conteneur SV69 pour vérifier le respect du taux d'étanchéité global défini dans le dossier en support au certificat d'agrément de transport comprennent bien d'une part, le contrôle de l'espace inter-joints entre le corps du conteneur et son couvercle et d'autre part, celui de l'espace inter-joints au niveau du bouchon de l'orifice du couvercle du conteneur. Dès lors, l'IRSN

estime que l'ensemble des contrôles (étanchéité et contamination surfacique) prévus lors du départ du conteneur et ceux prévus à son arrivée au CSA est conforme à l'état de l'art et permettra de vérifier le maintien de la barrière de confinement constituée par le conteneur. **Ainsi, l'IRSN considère que les dispositions de maîtrise du risque de dissémination de substances radioactives en situation normale sont satisfaisantes.**

S'agissant des situations accidentelles, l'Andra indique que les résultats d'un test d'étanchéité réalisé sur un conteneur SV69 après une chute de 9 m, lors d'un essai, démontrent que le niveau d'étanchéité de ce conteneur est conservé. L'Andra précise que le conteneur SV69 répond ainsi aux objectifs visés par l'épreuve technique relative à l'évaluation de la résistance à la chute de colis de déchets. L'IRSN constate que, pour les opérations de réception et de conditionnement au CSA, la hauteur maximale de manutention du conteneur SV69 est de 2 m, y compris lorsqu'il se trouve en caisson de 5 m³ avant injection. En outre, le nombre d'opérations de manutention prévues à cette hauteur de 2 m est limité. **Ainsi, l'IRSN estime que le risque de dissémination de substances radioactives lors des opérations de réception et de conditionnement des conteneurs SV69 devrait être maîtrisé en cas de chute.**

L'IRSN rappelle toutefois, comme à l'issue de l'instruction du précédent réexamen de sûreté du CSA, que le bâtiment de transit n'est pas ventilé et que ses parois en bardage métallique ne constituent pas une barrière de confinement robuste. L'IRSN considère donc que le bâtiment de transit n'a pas vocation à entreposer sur des durées longues une grande quantité de substances radioactives et qu'en cas d'incident de dissémination de substances radioactives, des solutions pérennes autres que l'entreposage des conteneurs défaillants dans ce bâtiment devront être définies.

Incendie

Dans son dossier en support à la présente demande d'autorisation, l'Andra indique que les charges calorifiques à considérer pour l'évaluation du risque d'incendie sont celles du véhicule de transport de la surcoque MANON et des armoires électriques. Elle précise que le véhicule de transport est évacué du bâtiment préalablement aux opérations d'ouverture du colis de transport et que les armoires électriques sont éloignées de la zone de conditionnement d'au moins 5 m. L'Andra ajoute que la présence permanente d'au moins un opérateur lorsque des opérations sont réalisées en lien avec le colis de sources est de nature à permettre une intervention rapide en cas de départ de feu. **Ces dispositions n'appellent pas de remarque.** Par ailleurs, l'IRSN rappelle que l'Andra s'est engagée, à l'issue du précédent réexamen de sûreté du CSA en 2018, à mettre en œuvre sous 6 mois des dispositions complémentaires relatives au risque d'incendie dans le bâtiment de transit, à savoir l'installation d'un système d'extinction manuel et automatique sur le chariot automoteur de manutention, la vérification de l'absence de point chaud au niveau des roues des véhicules avant leur entrée dans le bâtiment et la mise en place de colis bloqués entre le camion et les colis non bloqués, en vue de constituer un écran, ou le maintien d'une distance d'au moins 8 m entre le camion et les colis non bloqués. Elle s'est en outre engagée à mettre en œuvre, dans le hall C024 et sous 6 mois, la vérification de l'absence de point chaud au niveau des roues des véhicules avant leur entrée et à installer un extincteur sur roues de 50 kg en présence du tracteur d'un camion. Par lettres DOI/CA/DIR/18-0270 du 25 octobre 2018 et DOI-CA-DIR-18-0199 du 1er août 2018, l'Andra a indiqué

que l'ensemble de ces dispositions avaient été mises en place. *L'IRSN suggère à l'ASN de vérifier ces points en inspection.*

Compte tenu de la courte durée prévue pour les opérations de réception et de transfert des conteneurs SV69 dans les caissons 5 m³ et de la mise en œuvre effective des dispositions précitées de maîtrise du risque d'incendie, l'IRSN considère que la réalisation de ces opérations dans le bâtiment de transit est acceptable.

Radioprotection des travailleurs

Les opérations de réception et de conditionnement des conteneurs SV69 seront réalisées par des agents de l'opérateur industriel prestataire de l'Andra ainsi que par deux travailleurs du CEA présents pour assurer une assistance technique jusqu'à la dépose des conteneurs SV69 en caisson de 5 m³.

L'Andra exclut le risque d'exposition interne des travailleurs en fonctionnement normal du fait que le ⁶⁰Co n'est pas volatil et que l'activité surfacique attendue est faible (inférieure à 0,4 Bq/cm² en équivalent ⁶⁰Co). **Ceci n'appelle pas de commentaire de la part de l'IRSN.** S'agissant du risque d'exposition externe, elle indique que la présence du blindage en plomb (27,5 cm d'épaisseur) dans le corps et le bouchon du conteneur SV69 assure, en fonctionnement normal, un débit d'équivalent de dose au contact inférieur à 20 µSv/h. Ce débit d'équivalent de dose fera l'objet d'un contrôle par le producteur avant l'expédition du colis et par l'Andra au cours de son déchargement au CSA. Le résultat de l'évaluation prévisionnelle de dose collective réalisée par l'Andra sur cette base est de 38 H.µSv pour l'ensemble des opérations de réception et de conditionnement d'un conteneur SV69. L'Andra précise que l'agent le plus exposé au cours de ces opérations (agent de l'Andra au sol) recevrait une dose de 9 µSv, compatible avec les objectifs dosimétriques retenus pour le CSA. L'Andra indique que la durée prévisionnelle de ces opérations, retenue pour l'évaluation prévisionnelle dosimétrique, a été confortée par un essai à blanc de réception et de conditionnement de conteneur SV69 en 2017. **L'IRSN souligne que la réalisation d'essais à blanc pour des opérations inhabituelles, telles que la réception des conteneurs SV69, est une bonne pratique et considère que l'évaluation prévisionnelle de dose réalisée par l'Andra, qui montre une faible exposition des travailleurs, est satisfaisante.**

S'agissant des situations accidentelles, l'Andra indique qu'une chute d'une hauteur de 2,5 m, enveloppe des hauteurs de manutention du conteneur SV69 sur le centre, pourrait conduire à des déformations de la protection radiologique de nature à engendrer une augmentation du débit de dose, mais pas à la perte de son étanchéité. Elle précise que le débit de dose ne dépasserait pas 0,1 mSv/h à 1 m du conteneur. Sur la base de ses propres estimations, l'IRSN estime qu'une chute de 2,5 m de haut pourrait conduire à un tassement maximal de 10 mm du plomb constitutif de la protection radiologique (à comparer aux 27,5 cm d'épaisseur de matériau constitutif de cette barrière). L'IRSN considère donc qu'une telle déformation n'engendre pas une perte locale importante de l'efficacité de la protection radiologique. En tout état de cause, l'Andra indique qu'une cartographie du débit de dose et une évaluation de la dosimétrie prévisionnelle des travailleurs intervenant auprès du colis seraient réalisées après une éventuelle chute.

En conclusion, l'IRSN considère que les risques liés aux opérations de réception et de conditionnement des conteneurs SV69 sont bien identifiés et que les dispositions prévues par l'Andra devraient permettre d'en assurer la maîtrise.

4 - Acceptabilité des sources en stockage

L'acceptabilité des sources scellées en stockage au CSA est régie par les exigences exprimées dans les prescriptions techniques (PT) n°II.2.2.6 du centre (cf. annexe 2 au présent avis) et par les spécifications d'acceptation. Par la demande d'autorisation en objet du présent avis, l'Andra demande notamment la dérogation à une exigence des PT précitées et à une exigence des spécifications d'acceptation.

Les PT disposent que l'activité massique moyenne d'un colis contenant des sources scellées usagées doit, vis-à-vis de la sûreté à long-terme, être limitée à 1/10^{ème} de la limite maximale d'activité (LMA, cf. Tableau 1 en annexe 3 au présent avis) par colis, définie pour le radionucléide concerné. En conséquence, les valeurs limites d'activité massique des colis de sources en ⁶⁰Co, ⁶³Ni et ⁵⁹Ni sont respectivement de 1,3.10⁷ Bq/g, 3,2.10⁵ Bq/g et 1,1.10⁴ Bq/g. Les activités massiques en ⁶³Ni et en ⁵⁹Ni les plus enveloppes des colis faisant l'objet de la présente demande sont d'un à deux ordres de grandeur en-dessous du 1/10^{ème} de la LMA pour chacun de ces radionucléides. En revanche, l'activité massique maximale en ⁶⁰Co de ces colis peut atteindre 1,7.10⁷ Bq/g. L'Andra indique que, compte tenu de la période courte du ⁶⁰Co, le respect de ce critère n'est pas pertinent pour évaluer l'acceptabilité des colis au regard de la sûreté du stockage après sa fermeture. L'IRSN convient que l'activité des sources et rebuts aura notablement décru (d'environ 20 ordres de grandeur) à la date théorique où les scénarios de récupération (cf. infra) sont évalués en raison de la période courte de ce radionucléide (5,27 ans). Ainsi, les colis présentant l'activité la plus élevée respecteront la limite de 1/10^{ème} de la LMA dans un très court délai (environ 2 ans). **Aussi, l'IRSN estime que le non-respect du critère de 1/10^{ème} de la LMA pour le ⁶⁰Co à la date de réception des colis sur le centre ne constitue pas un obstacle à la prise en charge des sources et rebuts faisant l'objet de la présente demande.**

S'agissant des spécifications d'acceptation des colis au CSA, l'Andra demande de déroger au respect de la limite d'activité des sources (LAS) du ⁶³Ni pour une partie des étuis (l'Andra précise que la LAS du ⁶³Ni pour les autres étuis et pour les grandes sources d'une part, et la LAS du ⁵⁹Ni pour l'ensemble des étuis et des sources d'autre part, sont respectées)⁴. Pour justifier l'acceptation au CSA d'objets ne respectant pas la LAS du ⁶³Ni, l'Andra retient, dans le cadre de la présente demande d'autorisation, une différenciation des scénarios à considérer en fonction des dimensions de chaque source et écarte ainsi le scénario d'ingestion pour les grands objets (volume supérieur à 15 cm³ ou présentant une surface supérieure à 20 cm²). Dans ces conditions, l'Andra a indiqué au cours de l'instruction que le scénario le plus pénalisant qu'elle considère, à savoir la destruction d'une source

⁴ L'IRSN rappelle que les limites d'activité pour les ⁵⁹Ni et ⁶³Ni ne sont pas prescrites par les PT (cf. Tableau 2 de l'annexe 3 au présent avis) mais ont été déterminées par l'Andra selon une méthodologie similaire à celle retenue pour définir les LAS des autres radionucléides. En particulier, le scénario de récupération le plus pénalisant ne doit pas conduire à un impact supérieur à 1 mSv.

ou d'un étui et ses conséquences (remise en suspension des poussières conduisant à une ingestion, une inhalation et une irradiation) engendrerait un impact d'au maximum 25 μSv . L'IRSN convient que l'ingestion de sources est un scénario qu'il peut être pertinent d'écarter lorsque les sources se présentent sous la forme d'objets massifs et volumineux. Dans le cas présent, la partie radioactive des sources se trouve sous la forme de fragments (billes, cylindres, plaquettes, de dimensions millimétriques à centimétriques) contenus dans des étuis ou des enveloppes dont la durabilité n'est pas connue. L'ingestion de ces fragments dans le cadre d'un scénario de récupération ne peut donc pas, selon l'IRSN, être exclue. À cet égard, l'IRSN estime qu'il conduirait à un impact d'au plus 10 mSv pour les fragments provenant de la plupart des étuis et des grandes sources endommagés⁵. Eu égard d'une part aux objectifs de protection radiologique recommandés par les standards internationaux⁶ dans le cas de situations existantes, auxquelles peut être rattaché le cas d'intrusion humaine involontaire (au maximum 20 mSv pour les personnes susceptibles d'être exposées) et d'autre part, au degré de conservatisme retenu pour l'évaluation de l'impact (ingestion de la totalité des fragments d'un étui ou d'une source), **l'IRSN considère que ce dépassement de la LAS n'est pas rédhibitoire**. En revanche, sur la base de ses propres estimations, l'IRSN relève que 3 étuis de type ECo2 (numéro 38 ainsi que deux ECo2 « à compléter » sans numéro) pourraient engendrer un impact significatif, de l'ordre de 200 mSv dans le cas d'une ingestion de la totalité des fragments, ou de l'ordre de 20 mSv en considérant l'ingestion d'un dixième de leur contenu (dimensions centimétriques). La seule information disponible sur ces étuis étant leur activité totale, ces estimations ont été réalisées en retenant la date de fabrication des sources et rebuts la plus ancienne figurant dans le présent dossier (1960) et pourraient donc être très pénalisantes. **Aussi, le caractère acceptable au CSA de ces étuis ne peut être valablement apprécié que sur la base d'une évaluation de l'impact associé au scénario d'ingestion fondée sur des données consolidées relatives à leur contenu.**

S'agissant du ⁵⁹Ni, l'IRSN rappelle que les PT et les spécifications d'acceptation ne contiennent pas de LAS pour ce radionucléide à vie longue et observe que les scénarios de récupération les plus pénalisants considérés par l'Andra, incluant le scénario d'ingestion, conduiraient à des conséquences radiologiques de l'ordre de 10 μSv . **En conséquence, l'IRSN considère que les teneurs en ⁵⁹Ni des sources et rebuts en objet de la présente demande ne constituent pas un obstacle à leur acceptation en stockage.**

Enfin, l'IRSN rappelle que les centres de surface sont peu adaptés au stockage de sources dont l'activité resterait significative au-delà de la phase de surveillance et que celles-ci ne devraient être acceptées qu'en vue d'améliorer la sûreté de la gestion d'un nombre significatif de sources. Or, l'Andra a indiqué au cours de l'instruction qu'en l'absence d'installation sûre pour la gestion des conteneurs de sources et rebuts, ceux-ci seraient conservés dans l'installation exploitée par CIS Bio International sans garantie relative aux conditions de maintenance et d'entretien à moyen terme. À cet égard, l'IRSN encourage la démarche globale d'assainissement de l'installation de CIS Bio

⁵ Dans son calcul, l'IRSN a considéré l'ingestion de la totalité de l'activité contenue dans un étui ou une source endommagés, en supposant que cette activité est portée par des fragments qu'il est possible d'ingérer. L'IRSN souligne que par nature, cette hypothèse est enveloppe des situations d'exposition envisageables pour ce radionucléide.

⁶ CIPR 103

International et de démantèlement de l'INB n°72 dans laquelle s'inscrivent les opérations de désentreposage des sources et des rebuts. Ainsi, compte tenu de cette situation particulière et des résultats des évaluations d'impact qui viennent d'être exposées, l'IRSN estime que le stockage des sources et rebuts en objet de la présente demande est acceptable à l'exception, en l'état des informations dont l'IRSN dispose, des 3 étuis de type ECo2 mentionnés ci-avant.

5 - Conclusion

L'IRSN considère que les dispositions de maîtrise des risques prévues par l'Andra pour les opérations de réception et de conditionnement au CSA des 20 conteneurs SV69 en objet de la présente demande d'autorisation sont satisfaisantes et que l'inventaire des sources et rebuts ne présente pas de caractéristique rédhitoire à leur stockage au CSA vis-à-vis de la sûreté à long-terme de cette installation. Toutefois, s'agissant des 3 étuis de type ECo2 mentionnés dans le présent avis, il conviendra que l'Andra démontre leur acceptabilité sur la base d'une nouvelle évaluation d'impact fondée sur le plan de chargement définitif et incluant le scénario d'ingestion. En outre, l'IRSN estime que le complément qui sera apporté au plan de chargement prévisionnel, ou toute autre modification du dossier, devra faire l'objet d'une nouvelle demande d'autorisation de prise en charge au CSA dans le cas où ces évolutions conduiraient à un dépassement de l'activité maximale en ⁶³Ni considérée dans le dossier examiné pour les étuis et les grandes sources.

Pour le Directeur général, par délégation

François BESNUS

Directeur de l'Environnement

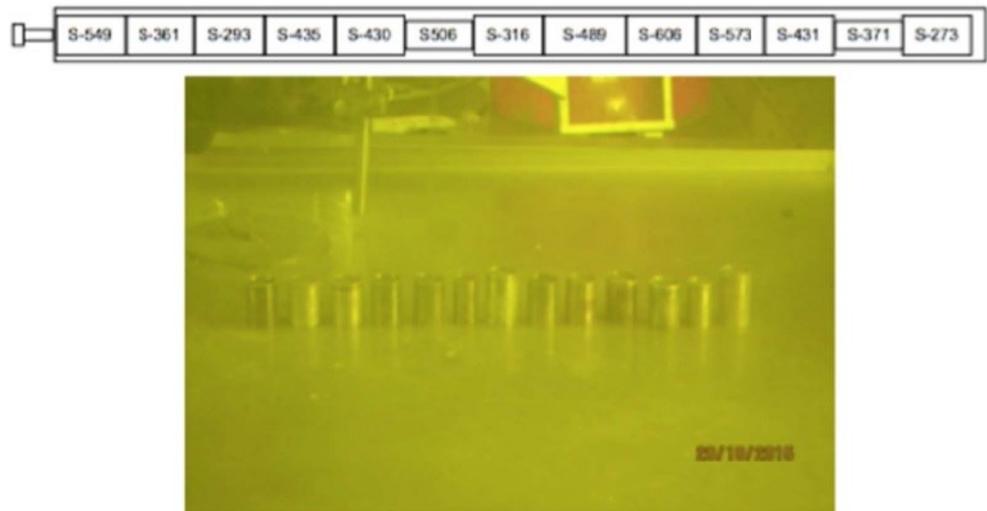


Figure 1 : schéma (en haut) d'un étui contenant 13 sources usagées industrielles fabriquées par AECL (Atomic Energy Canada Limited) ; photographie des 13 sources usagées (en bas).

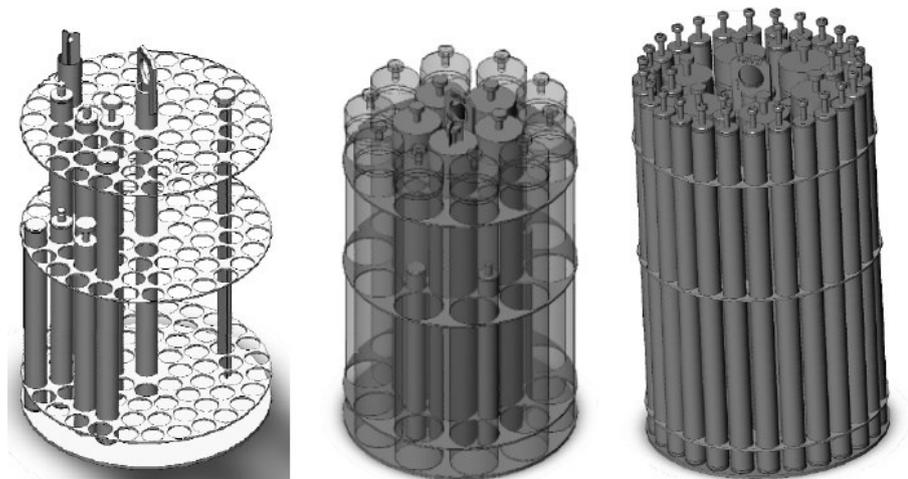


Figure 2 : illustration d'un panier, destiné à être placé à l'intérieur d'un conteneur SV69. Les emplacements du panier peuvent être chargés soit avec des sources (cas des grandes sources COP-1 et COP-4), soit avec des étuis contenant plusieurs sources.

Prescriptions techniques (PT) n° II.2.2.6 :

Le stockage de colis uniquement constitués de sources scellées de période inférieure ou égale à celle du césium 137 (environ 30 ans) est autorisé sous réserve que :

- les sources considérées ne contiennent qu'un seul radionucléide, à l'exception des impuretés indissociables de cet élément ;
- l'activité moyenne du colis ne dépasse pas un dixième de la limite maximale d'activité (LMA) définie dans le [tableau 1 en annexe 3 au présent avis];
- l'activité cumulée des sources par colis soit inférieure à 270 TBq ;
- l'activité de chaque source soit inférieure à la limite d'activité des sources (LAS) définie dans le [tableau 2 en annexe 3 au présent avis] ;
- le pouvoir confinant du colis ait été démontré, le cas échéant l'activité massique devra être inférieure au seuil d'enrobage.

L'admission dans l'installation de colis autre que ceux précédemment définis est soumise à une autorisation particulière du président de l'Autorité de sûreté nucléaire.

| Radionucléides (période) | LMA par colis | LMA par ouvrage à respecter à la fermeture de l'ouvrage | LMA de l'ensemble des colis |
|---|----------------------|---|-----------------------------|
| ³ H (12,3 ans) | 1,0.10 ⁰⁶ | | |
| ²² Na (2,6 ans) | 1,3.10 ⁰⁸ | | |
| ⁵⁴ Mn (310 jours) | 3,6.10 ⁰⁸ | | |
| ⁵⁵ Fe (2,6 ans) | 6,1.10 ⁰⁹ | | |
| ⁶⁰ Co (5,3 ans) | 1,3.10 ⁰⁸ | | |
| ⁶⁵ Zn (245 jours) | 6,0.10 ⁰⁸ | | |
| ¹⁰⁶ Ru (1 an) | 1,2.10 ⁰⁸ | | |
| ^{110m} Ag (253 jours) | 1,2.10 ⁰⁸ | | |
| ^{119m} Sn (250 jours) | 1,4.10 ⁰⁹ | | |
| ¹²⁵ Sb (2,7 ans) | 5,1.10 ⁰⁸ | | |
| ¹³⁴ Cs (2,2 ans) | 1,9.10 ⁰⁸ | | |
| ¹⁴⁴ Ce (285 jours) | 8,8.10 ⁰⁷ | | |
| ¹⁴⁷ Pm (2,6 ans) | 5,8.10 ⁰⁸ | | |
| ¹⁵² Eu (13 ans) | 7,5.10 ⁰⁷ | | |
| ¹⁵⁴ Eu (16 ans) | 5,8.10 ⁰⁷ | | |
| ²⁰⁴ Ti (3,9 ans) | 3,3.10 ⁰⁹ | | |
| ²¹⁰ Pb (22,3 ans) | 6,0.10 ⁰⁵ | | |
| ²²⁷ Ac (21,6 ans) | 3,1.10 ⁰³ | | |
| ¹⁰ Be (1,6.10 ⁰⁶ ans) | 5,1.10 ⁰³ | 1,5.10 ⁰³ | |
| ¹⁴ C (5,7.10 ⁰³ ans) | 9,2.10 ⁰⁴ | 2,8.10 ⁰⁴ | |
| ³⁶ Cl (3,0.10 ⁰⁵ ans) | 2,4.10 ⁰⁴ | 7,3.10 ⁰³ | |
| ⁴¹ Ca (1,4.10 ⁰⁵ ans) | 3,0.10 ⁰⁵ | 8,9.10 ⁰⁴ | |
| ⁵⁹ Ni (7,5.10 ⁰⁴ ans) | 1,1.10 ⁰⁵ | 3,3.10 ⁰⁴ | |
| ⁶³ Ni (9,6.10 ⁰¹ ans) | 3,2.10 ⁰⁶ | 9,7.10 ⁰⁵ | |
| ⁷⁹ Se (6,5.10 ⁰⁴ ans) | 5,5.10 ⁰⁴ | 1,7.10 ⁰⁴ | |
| ⁹⁰ Sr (2,9.10 ⁰¹ ans) | 6,0.10 ⁰⁶ | 1,8.10 ⁰⁶ | |
| ⁹³ Zr (1,5.10 ⁰⁶ ans) | 1,8.10 ⁰⁴ | 5,3.10 ⁰³ | |
| ⁹³ Mo (3,5.10 ⁰³ ans) | 3,8.10 ⁰⁴ | 1,1.10 ⁰⁴ | |
| ⁹⁴ Nb (2,0.10 ⁰⁴ ans) | 1,2.10 ⁰² | 3,6.10 ⁰¹ | |
| ⁹⁹ Tc (2,1.10 ⁰⁵ ans) | 4,4.10 ⁰⁴ | 1,3.10 ⁰⁴ | |
| ¹⁰⁷ Pd (6,5.10 ⁰⁶ ans) | 3,0.10 ⁰⁵ | 9,0.10 ⁰⁴ | |
| ^{108m} Ag (1,3.10 ⁰² ans) | 1,4.10 ⁰³ | 4,1.10 ⁰² | |
| ^{121m} Sn (5,5.10 ⁰¹ ans) | 3,7.10 ⁰⁵ | 1,1.10 ⁰⁵ | |
| ¹²⁶ Sn (1,0.10 ⁰⁵ ans) | 2,7 | 8,0.10 ⁻⁰¹ | |
| ¹²⁹ I (1,6.10 ⁰⁷ ans) | 1,4.10 ⁰³ | 4,1.10 ⁰² | |
| ¹³⁵ Cs (2,3.10 ⁰⁶ ans) | 2,6.10 ⁰⁵ | 7,7.10 ⁰⁴ | |
| ¹³⁷ Cs (3,0.10 ⁰¹ ans) | 3,3.10 ⁰⁵ | 9,9.10 ⁰⁴ | |
| ¹⁵¹ Sm (9,0.10 ⁰¹ ans) | 4,5.10 ⁰⁵ | 1,3.10 ⁰⁵ | |
| Total des émetteurs alpha à 300 ans | 3,7.10 ⁰³ | 1,0.10 ⁰³ | 370 |

Tableau 1 : limites maximales d'activité (LMA) par colis et par ouvrage (Bq/g)

| Radionucléides | Période (années) | Limite d'activité des sources |
|--|---------------------|-------------------------------|
| T < 6 mois | T < 6 mois | |
| ⁵⁷ Co | 0,74 | |
| ¹⁵³ Gd | 0,66 | |
| ⁶⁵ Zn | 0,67 | |
| ¹⁴⁴ Ce | 0,78 | |
| ^{119m} Sn | 0,8 | |
| ⁵⁴ Mn | 0,86 | |
| ¹⁰⁶ Ru | 1 | |
| ¹⁰⁹ Cd | 1,27 | |
| ²²⁸ Th | 1,91 | |
| ¹³⁴ Cs | 2,06 | |
| ²² Na | 2,6 | |
| ¹⁴⁷ Pm | 2,62 | |
| ⁵⁵ Fe | 2,7 | |
| ²⁰⁴ Tl | 3,78 | |
| ¹⁵⁵ Eu | 4,96 | |
| ⁶⁰ Co | 5,27 | |
| ¹⁵⁴ Eu | 8,6 | 3,57.10 ¹⁴ |
| ¹³³ Ba | 10,52 | 2,55.10 ¹³ |
| ³ H | 12,33 | 5,38.10 ¹⁷ |
| ¹⁵² Eu | 13,32 | 1,36.10 ¹¹ |
| ²⁴⁴ Cm | 18,1 | 7,19.10 ⁰⁷ |
| ²²⁷ Ac | 21,77 | 3,64.10 ⁰⁶ |
| ²¹⁰ Pb | 22,3 | 3,26.10 ⁰⁶ |
| ⁹⁰ Sr | 29,12 | 8,18.10 ⁰⁶ |
| ¹³⁷ Cs | 30 | 2,19.10 ⁰⁷ |
| Total des émetteurs alpha à 300 ans | 3,7.1003 | 370 |

Tableau 2 : limites d'activité des sources (LAS) (Bq)