



This Report was prepared by the National Radioprotection Regulatory Authority

“Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management”

National Report - Uruguay

Seventh Review Meeting, September 2020

Introduction:

This Report aims to inform to Review Meeting attendees about Uruguay’s fulfillment of actual duties related to the Joint Convention and also, to provide info about policies, practices, criteria and inventories, as required per Article 32 of the Joint Convention.

Uruguay has no nuclear power plants nor research reactors operating neither decommissioned. Uruguay has no military programs that produce radioactive waste. Just a critical facility existed at a University research center many years ago. It was decommissioned and spent nuclear fuel returned to provider country (United States of America) more than 20 years ago. So, responsibilities of Uruguay related to Joint Convention refer just to radioactive waste.

Radioactive sources are widely used in Uruguay for industrial, medical and some research practices. As to date, 381 sealed sources (20 of them, classified as IAEA Cat 1 or 2) are used and registered inside the country. This figure had a growing trend along last 10 years. Also, some operators (mainly nuclear medicine facilities) handle radioactive material as unsealed gaseous or liquid sources.

Actual amount of radioactive material declared as waste is low, due to regulations and practices in place.

Uruguay has a regulator organ, reporting to Ministry for Industry, Energy and Mining, within due legal frame. Just only one radioactive waste management installation –belonging to public University- operates inside the country.

Policy and Regulatory Framework for Radioactive Waste Management:

National Radioprotection Regulatory Authority (A.R.N.R.) was created in 2005. Uruguayan Law 19.056 (Radioprotection Act; January 4, 2013) provided A.R.N.R. control competences to every radioactive or nuclear material inside the country, as well as to radioactive waste and its management. Radioprotection Act, also mandates A.R.N.R. to dictate its own technical rules.



Regulatory Authority has actually set rules on Basic Radioprotection Safety Standards (Rule UY-100), single rules for every specific practice using radioactive sources and a specific rule for Management of Radioactive Waste (Rule UY106). Rules UY100 and UY106 have been updated recently, to be consistent to IAEA General Safety Requirements, Part 3.

Rule UY100 allows exemption of some radioactive waste from regulatory control, if requirements about activity and concentration of activity are met. UY100 contains basics criteria for radioactive waste management, as requests for users to minimize volume and activity of waste, segregation, when applicable, and conditions for release to environment, when authorized by A.R.N.R. The latter poses limits and requires optimization of potential doses to public. Rule UY106 states that facilities producing radioactive waste are responsible of them until transfer to a licensed facility for radioactive waste management, unless generator of waste is licensed by A.R.N.R. to do own final disposal. Operators of radioactive waste producing facilities are also responsible for waste register, classification and pre-conditioning, when required. Rule UY106 also states criteria for safety assessment of radioactive waste management facilities, consistent to Article 8 of Joint Convention.

Presidential Decree 389/007, dated 17 October 2007, states National Strategy for Radioactive Waste Management. This Strategy aims to reduce amount of radioactive waste within Uruguay, as a key issue, and return of sealed sources to providers, when possible. Decree 389/007 states that management of radioactive waste within Uruguay must ensure care of human health, environment inside and outside uruguayan borders and for current and future inhabitants. Decree 389/007 states that, whenever required, government will allocate resources enough to warrant safe temporarily management of radioactive waste until a final disposal strategy is in place, consistent to Article 22 of Joint Convention. Management of radioactive waste must foresee to be consistent to current and future rates of waste generation, being coherent to Article 11.iv) of Joint Convention. These strategic lines ban any admission of foreign radioactive waste into Uruguay, currently and for the future. National strategy foresees, for a mid-term future, that every radioactive waste is temporarily stored at Radioactive Waste Depot of Nuclear Research Center (Centro de Investigaciones Nucleares, CIN), a specialized building above ground, belonging to the University of the Republic. For long-term disposal, CIN, jointly with A.R.N.R. is to propose a strategy. In the meanwhile, CIN is to categorize every item of radioactive waste national inventory which is to be permanently updated. Without prejudice, CIN has currently procedures for admittance, segregation and storage of radioactive waste being received, in accordance to Article 32.v) of Joint Convention. These procedures are summarized in Annex I.

Current radioactive waste management practices:

Radioactive materials that can be exempted by A.R.N.R. usually contain Naturally Occurring Radioactive Materials (NORM). Regulatory Authority currently looks forward for



update of every practice and existent exposure situations involving NORM to specifically exclude, exempt, regulate or dispense. It is likely that most practices involving NORM could be exempted, while few ones would require provision of guidance to users for conditional dispense.

According to minimizing amount of waste principle stated by Decree 389/007, radioactive facilities licensed since many years ago, are required –prior to license- to sign agreements for return of disused sealed sources to their providers, when applicable.

Some practices that use short-lived radioisotopes, as nuclear medicine, can release radioactive waste, after proper clearance. These facilities, usually take criteria of “keeping stored during ten half-lives before discharge” as a guidance, but must check that in-contact exposure is similar to natural background before actual release as conventional garbage (solids) or into approved sewer system (liquids).

Criteria and rules mentioned above, aim to keep radioactive waste production at lowest possible level, as required per Article 11.ii) of Joint Convention.

To address its control duties, A.R.N.R., besides licensing facilities, runs inspections on them at fixed terms related to their level of risk. As an example, irradiators using γ -sources are inspected every year, facilities that use nuclear gauges are inspected on a three-years basis and nuclear medicine facilities are inspected on a two-years basis. Along these inspections, integrity of sealed sources, waste management inside facility, radioprotection measures, use of unsealed sources and their release, when cleared, are checked. License holder is fully responsible for every unconformity checked by inspectors, in agreement with Article 21 of Joint Convention.

Some radioactive waste, exist in Uruguay from far before the country ratified Joint Convention in 2005. These waste included, mainly, radiotherapy heads containing ^{60}Co and disused ^{226}Ra sources and ^{226}Ra contaminated material and some activated and contaminated (^{240}Pu , ^{60}Co , ^{137}Cs) material resulting from use of the critical facility. A neutron source (^{239}Pu – Be), containing 80 g ^{239}Pu , used for start of such critical facility is conditioned as FISSILE – RADIOACTIVE III (7) material and also classified as waste from long ago. According to Article 12 of Joint Convention and Decree 389/007, safety of ancient waste must be assessed. Every ancient waste is stored at CIN, in proper conditions, as any recent waste. In 2010, 2014 and 2017, IAEA missions, returned to United States of America and Europe most of the ^{60}Co sources. Some depleted uranium in metallic form, is stored at CIN, either as part of mentioned heads or recovered from shielding of other radioactive sources. 750.16 kg of this depleted uranium has also been returned to USA by last mission, carried on December 2017 by International Isotopes Inc. (Contract No. 201707547) for IAEA. Just 299.35 kg depleted uranium currently remain stored at CIN. A.R.N.R. is looking for proper transport to return to United States of America also the plutonium source. Regarding heads containing ^{60}Co sources, just one head remains at Uruguay and is currently used for calibration purposes at a Secondary



Measurement Lab. Along last years, some radioactive sources containing, the most often: ^{137}Cs , ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{241}Am , ^{60}Co , from smoke detectors, nuclear gauges and others, have also been stored as waste at CIN Depot. Activity of each of these sources is usually less than 1 Ci, ranging 0,001 – 0,1 Ci for most cases.

Most items stored at CIN are solids or conditioned as solids, but some radioactive liquids are also stored there. These liquids are aqueous or organic solutions (usually from scintillation procedures) containing low concentrations of tritium and their highest activity reaches 4 μCi .

Imports of new ^{226}Ra needles or rods is not currently permitted by A.R.N.R. Imports of new ^{60}Co sources, are permitted only if agreements for return to supplier are signed and verified by A.R.N.R. before sources actually reaches Uruguay; this is also in agreement to Article 28 of Joint Convention.

Some blood irradiators containing ^{137}Cs sources are being replaced by X-ray units, and the first disused cesium source (current activity: 370 Ci) has already been stored as radioactive waste at CIN Depot from last year. If possible, return of these sources to provider will be looked for.

From 2010, a first Cyclotron / PET Center for clinical diagnose and research purposes is licensed and operating in Uruguay. Most of their radioactive material produced and/or used in this facility is short-lived ($T_{1/2} < 24$ h) and management of its waste is through “keeping ten half-lives before release”, as explained above. However, some radioactive waste as used targets is considerably lasting. These wastes –which have very low volumes- are currently managed inside facility, keeping them in concrete niches inside an isolated area. This facility is inspected by A.R.N.R. every year, according to its risk level, and proper management of wastes is thoroughly checked by inspectors.

Orphan sources have been found in Uruguay, mainly at scrap metal recycling facilities or yards, which usually have radiological surveillance protocols agreed with A.R.N.R. These orphan sources have appeared at a very reduced rate: 1 or 2 a year, as an average. Orphan sources are usually ^{226}Ra low-level sources or contaminated objects; just one case involved a 20 kg piece of depleted uranium. Every orphan source found are currently stored as radioactive waste at CIN Waste Depot. Most orphan sources found, as to date, had a very small volume or were compactable. So, CIN Depot is seen as able to keep managing these items for all the foreseeable future while a National Strategy for Radioactive Waste Management is set.

Amount (activity and volume) of radioactive waste in Uruguay is of low level and set to stay at low level, as most activity of future waste will be short-lived or disposal solved in advance by return to supplier agreements. Moreover, significative shares of medium or long-lived waste activity temporarily stored at C.I.N, also is likely to be shipped abroad for final disposal. For any radioactive waste that could not be sent for management abroad, safety



requirements and responsibilities within due legislative frame for mid-term management, are set, as requested per Article 19 of Joint convention. Long-term strategy is yet to be established.

Current inventories of radioactive waste stored at CIN Waste Depot are detailed on Annex II (Spanish only).

CIN Waste Depot:

The CIN Radioactive Waste Depot is located inside Centro de Investigaciones Nucleares (Nuclear Researches Center) which belong to the Faculty of Sciences (branch of the University of the Republic). This is the only one radioactive waste management facility operating in Uruguay.

CIN is located in Mataojo 2055, Malvín Norte neighborhood, urban area of Montevideo. Purpose of the Radioactive Waste depot is to manage and temporarily store waste of any origin, radioisotopes present and chemical and physical form, provided admittance criteria is met. The Depot is a 72 m² store made up of reinforced concrete and brick walls (30 cm thickness). Entrance is through an only-one, safe steel-door with biometric and key code requirements for access. The store has some orifices through walls for ventilation but no windows. A fence with controlled access and monitoring, distant some 3 m of Depot walls, locks the area. Some conditioning activities could be carried inside the depot, in a fume hood with proper filtering of exhaust air. Anyway, no chemical treatment of waste is carried at CIN, so, internal exposure of Waste Depot staff is very unlikely.

Radioactive Waste Depot of CIN was licensed (License 087/1/0) by A.R.N.R. as a radioactive waste management facility in December 2015 and is currently applying for renewal of License. Nevertheless, Government is considering transfer temporal storage of radioactive waste to a new larger facility to be licensed and likely to be installed inside a military unit to improve security.

Uruguay's other duties related to Joint Convention:

This section applies to duties of the country as per Articles of Joint Convention not mentioned above.

Article 24 -*During lifetime of a radioactive waste management facility, exposure of public and workers is to be minimized:* A.R.N.R., as part of its inspections to CIN Radioactive Waste Depot, verifies dose rates at external side of the locked and monitored fence of the site. Dose rates at this unattended yard, are usually not greater than 0,25 $\mu\text{Sv/h}$ (including background), so doses for scholars or students that very occasionally circulate at this area, are considered to be far less than **20 $\mu\text{Sv /yr}$** . Everybody that works at the Waste Depot has radiological surveillance and their results for the last three years are, in every case, below **50 $\mu\text{Sv /yr}$** ; level of activities usually managed and clear procedures explain these results.



Article 25 –*Every radioactive waste management facility must have emergency procedures to be applied in-site and, if necessary, off-site:* CIN has an Emergency procedure, dated 2015 and approved by A.R.N.R., regarding in-site radiological and security emergencies for the whole Research Center, including, but not limited to Radioactive Waste Depot. CIN does not currently have plans for off-site impact emergencies, but these are very unlikely. If necessary, A.R.N.R. would manage an emergency off-site, according to its current procedures.-



Ministerio
**de Industria,
Energía y Minería**

ANNEX I – CIN WASTE ADMITTANCE CRITERIA

(Spanish only)



Criterios de aceptación para los materiales radiactivos que pretenden ser transferidos al Almacén el CIN

1.- Identificación

- a) Cada bulto deberá contar con una identificación inequívoca que se corresponda con la información aportada con anterioridad en el “Formulario para la caracterización de los materiales radiactivos que se solicitan gestionar en el Almacén del Centro de Investigaciones Nucleares”.

2.- Características físicas

- a) Ninguna de sus dimensiones podrá exceder los 2 metros y el volumen total debe ser inferior a 8 m³
- b) El peso máximo del contenedor o embalaje no superará los 3000 Kg.
- c) Los materiales no podrán contener sustancias susceptibles de producir detonación, explosión.
- d) Los materiales no podrán contener sustancias cuyo máximo peligro potencial no tenga por origen la radioactividad y en particular sustancias químico-tóxicas o biológicas.

3.- Características radiológicas

- a) La tasa de dosis en contacto en ningún punto del embalaje podrá ser superior a 5 mSv/h
- b) Contaminación radiactiva exterior: En el momento de la entrega, deberá ser inferior, en cualquier superficie, a 4 Bq/cm² para la contaminación Beta – gamma y a 0,4 Bq/cm² para la contaminación alfa.

Otros requisitos y acciones que debe garantizar el usuario antes y durante el traslado del material radiactivo al almacén

- 1.- Contar con el Permiso de Transporte debidamente emitido por la Autoridad Reguladora que detalla el material radiactivo que se pretende entregar al Almacén del CIN.
- 2.- Haber cumplido los compromisos financieros previamente acordados con la dirección de la Facultad de Ciencias de la Universidad de la República, como contribución a sufragar los gastos que demandan la gestión en el Almacén del CIN.



Procedimiento para la segregación de desechos radiactivos Código PRO/GDR/03

1. **Objetivo:** El presente procedimiento tiene como objetivo describir las acciones que deben llevarse a cabo para la adecuada segregación de los desechos radiactivos que se reciban en el Almacén del CIN
2. **Alcance:** Lo dispuesto en el presente procedimiento se aplicará a todos los desechos radiactivos que se reciban en el almacén y que como resultado de la aplicación del “Procedimiento para el tratamiento de las solicitudes de gestión de desechos radiactivos y fuentes en desuso y recepción en el Almacén, PRO/GDR/01” se compruebe que los mismos no ha sido segregados y clasificados acorde al presente procedimiento y los criterios de clasificación establecidos.
3. **Responsabilidades:** El Encargado del Almacén del CIN tiene la responsabilidad de adoptar las medidas necesarias para garantizar la apropiada aplicación de lo dispuesto en el presente procedimiento. El Encargado definirá las responsabilidades, en relación con las actividades descritas en el procedimiento, de los técnicos y operarios que laboran para el Almacén.

4. Descripción

4.1 Planificación de las actividades a realizar, preparación de las condiciones materiales y aspectos a tener en cuenta para la realización de la segregación.

- 4.1.1.- Como primera etapa de deberá corroborar que el bulto recibido cumple los criterios de aceptación correspondientes.
- 4.1.2.- Las operaciones de segregación se llevarán a cabo en un lugar acondicionado para tal fin en la entrada al Almacén.
- 4.1.3.- Se colocará una bandeja plástica en el puesto de trabajo de que se trate y se cubrirá con papel absorbente. La capacidad de la bandeja debe ser superior al volumen total de desechos líquidos que se pretenden manipular. Se realizarán mediciones previas para verificar el estado de la contaminación superficial en el puesto de trabajo.



4.1.4.- Según las cantidades y tipos de desechos a segregarse (de acuerdo a lo reportado en la Ficha del Bulto), se garantizarán los contenedores necesarios para el almacenamiento de los mismos una vez segregados. Se necesitarán recipientes diferentes para:

- a) Líquidos acuosos contaminados con ^3H y/o ^{14}C
- b) Otros líquidos acuosos de período de vida media mayor de 100 días
- c) Líquidos orgánicos contaminados con ^3H y/o ^{14}C
- d) Otros líquidos orgánicos de período de vida media mayor de 100 días
- e) Líquidos para decaimiento ($T_{1/2}$ menor de 100 días)
- f) Líquidos especiales
- g) Desechos líquidos a evacuar
- h) Sólidos compactables de período de vida media mayor de 100 días
- i) Sólidos no compactables de período de vida media mayor de 100 días
- j) Sólidos especiales
- k) Sólidos para decaimiento ($T_{1/2}$ menor de 100 días)
- l) Desechos sólidos a evacuar

4.1.5.- Se realizará una caracterización radiológica de los bultos, midiendo la concentración de actividad o actividad total de los radionucleidos presentes.

4.1.6.- Seguidamente, se identifica si en el Almacén existen bultos con capacidad (adicional) para almacenar las cantidades de desechos que se esperan segregarse y que correspondan con el tipo de desecho objeto y resultado de la segregación. De ser así se utilizarán preferiblemente estos contenedores. De no existir tales bultos se tomarán nuevos contenedores y se identificarán con el código correspondiente.

4.1.7.- Los recipientes para almacenar líquidos deberán colocarse sobre bandejas, que dispongan de una capacidad volumétrica superior al volumen que se pretende manipular, cubiertas con papel absorbente.

4.1.8.- Cualquier operación que se lleve a cabo con bultos de desechos radiactivos deberá registrarse en las correspondientes Fichas de Bultos, tanto si las operaciones se realizan inmediatamente después de la recepción como en fecha posterior. El Diagrama 1 identifica los puntos donde deberá registrarse información y los registros que deberán actualizarse.

4.1.9.- Las operaciones descritas en el presente procedimiento, que requieran la manipulación o exposición al material radiactivo, deberán llevarse a cabo respetando las Instrucciones de Protección Radiológica que sean aplicables de las establecidas en el Manual de Seguridad

4.2 Estrategia de Segregación



- 4.2.1. El Diagrama 1 representa gráficamente la estrategia de segregación de los desechos radiactivos que pueden recibirse en el Almacén.
- 4.2.2. La estrategia de segregación del Diagrama 2 se aplica basándose en los siguientes principios:
- a) El primer criterio de segregación es el tipo de desecho, es decir acorde a sus características físico químicas. Líquidos (acuosos, orgánicos), sólidos (compactables, no compactables) y especiales.
 - b) Segregado el desecho acorde a sus características físico químicas se procede a segregar acorde al tipo de radionucleido responsable de la contaminación (caracterización radiológica). Radionucleidos de período de semidesintegración (menor de 100 días, mayor de 100 días), ^3H , ^{14}C .
 - c) Si el desecho contiene una mezcla de radionucleidos que no es posible segregar, se considerará para su gestión el radionucleido de período de semidesintegración más largo.

4.3 Acciones al concluir la segregación

- 4.3.1.- Llenar el “Acta de segregación de desechos segregados” RNP/GDR/20, con todos los datos referentes a la operación que se detallan en la misma.
- 4.3.2.- Concluida la ubicación definitiva, en el Almacén, de los bultos que resultan de la segregación se actualizarán las Ficha del Bulto RNP/GDR/22 y según corresponda los registros RNP/GDR/ 02, 03, 10
- 4.3.3.- Al finalizar la segregación se medirá el papel que cubre las bandejas y si está contaminado se gestionará como desecho sólido.
- 4.3.4.- Medir con el equipo de contaminación superficial las batas y guantes de los operadores. En caso de estar contaminados valorar su descontaminación o gestionar como desechos. Lavarse las manos.



- 4.3.5.- Repetir las mediciones de la contaminación superficial en el puesto de trabajo. Comparar con los valores de las mediciones antes de comenzar los trabajos. De existir contaminación tomar las medidas pertinentes según los procedimientos.

5. Equipamiento y materiales

- 5.1 Contenedores para el almacenamiento de cada tipo de desechos como se describe en el procedimiento.
- 5.2 Medios para identificar los contenedores: etiquetas, material adhesivo, lápiz cristalográfico.
- 5.3 Materiales para la segregación: bandejas plásticas, papel absorbente,
- 5.4 Medios de protección individual: overoles de tela o batas de mangas largas, guantes, cubrecalzados, gorros y boquillas cuando sean necesarios.
- 5.5 Equipamiento: monitor de tasa de dosis y de contaminación superficial, dosímetros personales.
- 5.6 Otros medios: detergente, jabón de baño, soluciones descontaminantes (a utilizar en caso de alguna contaminación).

6. Referencias:

- 6.1 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste, Including Decommissioning, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- 6.2 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-2.5, IAEA, Vienna (2003).
- 6.3 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management of Waste from the Use of Radioactive Material in Medicine, Industry, Agriculture, Research and Education, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-2.7, IAEA, Vienna (2005).
- 6.4 Norma UY 100 "Reglamento básico de protección y seguridad radiológica, Revisión I.
- 6.5 Norma UY 106 "Gestión de desechos radiactivos, Revisión



Ministerio
**de Industria,
Energía y Minería**

**ANNEX II – INVENTORY OF RADIOACTIVE WASTE CURRENTLY
STORED AT CIN DEPOT**

(Spanish only)

Decaimiento (Jaula 9)

Código	Rn	Contenedor	Volumen, dm ³	Actividad estimada, Bq	Fecha referencia	Ubicación	Descripción
D-01	Mo-Tc	Generador		1,10E+10	?	Jaula 9	Generador de Mo-Tc
D-02	Mo-Tc	Generador		5,55E+10	?	Jaula 9	Generador de Mo-Tc
D-03	Mo-Tc	Generador		1,18E+11	?	Jaula 9	Generador de Mo-Tc
D-04	Ir-192	Plástico		2,00E+10	2002	Jaula 9	Alambres de Ir usados en braquiterapia
D-05	W-Re	Generador		2,95E+10	2006	Jaula 9	Generador de W-Re
D-06	W-Re	Generador		2,78E+10	2006	Jaula 9	Generador de W-Re
D-07	W-Re	Generador		4,11E+10	2004	Jaula 9	Generador de W-Re
D-08	W-Re	Generador		4,26E+10	2002	Jaula 9	Generador de W-Re
D-09	Mo-Tc	Generador		2,09E+10	1997	Jaula 9	Generador de Mo-Tc
D-10	Re-188	Contenedor 20L	20			Jaula 9	Viales con líquidos
D-11	Sb-125	Generador				Jaula 9	Dudas con el Rn
D-12	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1985	Jaula 9	Fuente sellada
D-13	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1984	Jaula 9	Fuente sellada
D-14	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1984	Jaula 9	Fuente sellada
D-15	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1977	Jaula 9	Fuente sellada
D-16	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1982	Jaula 9	Fuente sellada
D-17	In-113	Generador				Jaula 9	Generador de In-113
D-18	Sm-153	Contenedor 20L	20		1999	Jaula 9	Desechos sólidos
D-19	Sm-153	Contenedor 20L	10		1999	Jaula 9	Desechos sólidos

D-20	TI-204	Tubo de cartón				Jaula 9	Fuente sellada
D-21	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1988	Jaula 9	Fuente sellada
D-22	W-Re	Generador		4,11E+10		Jaula 9	Generador de W-Re
D-20	TI-204	Tubo de cartón				Jaula 9	Fuente sellada
D-21	TI-204	Tubo de cartón		9,25E+08	1988	Jaula 9	Fuente sellada
D-22	W-Re	Generador		4,11E+10		Jaula 9	Generador de W-Re

FUENTES

Código	Rn	Cantidad de fuentes	Tipo de fuente/ dispositivo, aplicación o fabricante	Modelo del dispositivo	No. Serie dispositivo	Modelo de fuente	No. Serie fuente	Actividad inicial, mCi	Actividad inicial, Bq	Fecha referencia actividad	Fecha recepción	TDmax superficie, μ Sv/h	Observaciones	Ubicación	Destino Final	Entidad que cede material
F01	Am-241	2	Pararrayos	Desconocido				0,8	2,96E+07		9/9/2015	48	pararrayos recogido durante visita Desmantelado		Cápsula 20	
F02	Am-241	3	Pararrayos	Desconocido				1,4	5,18E+07		2/9/2011	68	Procedencia: PAMER, Mercedes (corrugado). Desmantelado		Cápsula 20	PAMER
F03	Am-241	2	Pararrayos	Desconocido				0,8	2,96E+07		23/6/2015	52	Procedencia: Planta CICCISA. Desmantelado		Cápsula 20	CICCISA
F04	Am-241	4	Pararrayos	Gamatec					4,80E+07			32	Desmantelado		Cápsula 20	
F05	Am-241	3	Pararrayos	Helita, R-100		AMH3			3,50E+07			27	Las fuentes son pastillas metálicas en forma de tornillos. Desmantelado		Cápsula 20	
F06	Am-241	3	Pararrayos	Helita					3,50E+07			60	Fuentes de cerámica (2 rojas y 1 azul)	N-2		
F07	Am-241	3	Pararrayos	Helita, R-100		AMH3			3,50E+07			28	Las fuentes son pastillas metálicas en forma de tornillos. Desmantelado		Cápsula 19	
F08	Am-241	3	Pararrayos	Amerion					4,70E+07			73	Desmantelado		Cápsula 19	
F09	Ra-226	9	Pararrayos	Preventor					2,70E+07			120	3 fuentes en cada plato y 3 en el centro. Desmantelado		Cápsula 12	CIME
F10	Am-241	3	Pararrayos	Helita, R-180	305/87				3,50E+07			30	Las fuentes son pastillas metálicas en forma de tornillos	N-2		CIME
F11	Am-241	3	Pararrayos	Helita		AMH5			3,50E+07			28	Las fuentes son pastillas metálicas en forma de tornillos	N-2		CIME
F12	Ra-226	9	Pararrayos	Preventor					2,70E+07			1000	3 fuentes en cada plato y 3 en el centro. Desmantelado		Cápsula 12	
F13	Am-241	2	Pararrayos	Amerion					2,80E+07			10	Le falta 1 fuente	N-2		
F14	Am-241	3	Pararrayos	Helita					3,50E+07			20		N-2		
F15	Am-241	3	Pararrayos	Helita	216/83				3,50E+07			120	Desmantelado		Cápsula 20	
F16	Am-241	3	Pararrayos	Amerion					4,70E+07			10	Desmantelado		Cápsula 19	
F17	Am-241	3	Pararrayos	Helita					3,50E+07			100	Las fuentes son pastillas metálicas en forma de tornillos	N-2		
F18	Ra-226	4	Pararrayos	Preventor					2,70E+07			140	PR dañado, y las fuentes rotas. Desmantelado		Cápsula 12	
F19	Am-241	2	Pararrayos	Desconocido				0,8	2,96E+07		9/2/2012	60	Procedencia: Planta CICCISA, tanque de agua	N-2		CICCISA
F20	Am-241	1	Pararrayos	Amerion					2,80E+07			20		N-2		
F21	Am-241	6	Pararrayos	Gamatec					8,30E+07			10	2 fuentes en plato superior y 4 en inferior (no tiene en el centro)	N-2		
F22	Ra-226	2	Pararrayos	Parasphere					1,85E+07			540	Desmantelado		Cápsula 12	
F23	Ra-226	2	Pararrayos	Parasphere					1,85E+07			600	Desmantelado		Cápsula 12	
F24	Am-241	3	Pararrayos	Amerion					4,70E+07			10	Recogido en visita desmantelado	N-2		
F25	Am-241	100	Detectores de humo					0,1	3,70E+06				La cantidad de DH y actividad total es estimada	Jaula 4		
F26	Am-241	60	Detectores de humo					0,06	2,22E+06				La cantidad de DH y actividad total es estimada	Jaula 8		

F27	Am-241	100	Detectores de humo	Apolo			0,1	3,70E+06					La cantidad de DH y actividad total es estimada	jaula 12		
F28	Am-241	200	Detectores de humo	Apolo			0,2	7,40E+06					La cantidad de DH y actividad total es estimada	jaula 7		
F29	Am-241	200	Detectores de humo	Apolo			0,2	7,40E+06					La cantidad de DH y actividad total es estimada	Jaula 11		
F30	Am-241	200	Detectores de humo	Apolo			0,2	7,40E+06					La cantidad de DH y actividad total es estimada	Jaula 10		
F31	Ra-226/Be	1	Medidor nuclear				100	3,70E+09				500	En blindaje de plomo dentro de caja de madera	C-1		
F32	Co-60	1	Medidor nuclear					4,00E+11	2015			24000	Medidor en caja de madera rodeado de plomos	E-1		
F39	Ra-226	1	Fuente de control					2,00E+09	2015				Fuente en contenedor rosado	Jaula 2		
F40	Am-241	1	Fuente de control				0,003	1,11E+05					De equipo Asoma Instrument desmantelado	Jaula 2		
F41	Cm-244	1	Fuente de control				13	4,81E+08	1997				De equipo Asoma Instrument desmantelado	Jaula 2		
F42	Am-241	1	Fuente de control					4,36E+05	1987				Dentro de lata azul	Jaula 2		
F43	Am-241	1	Medidor nuclear	de nivel, FT-50	112594		100	3,70E+09				30	En caja de cartón, proviene de Coca Cola	Jaula 2		Coca Cola
F44	Am-241	1	Medidor nuclear	de nivel, FT-50	110662		100	3,70E+09					En caja de cartón, proviene de Coca Cola	Jaula 2		Coca Cola
F45	Am-241	1	Medidor nuclear	de nivel, FT-50	112595		100	3,70E+09					En caja de cartón, proviene de Coca Cola	Jaula 2		Coca Cola
F46	Am-241	1	Medidor nuclear	de nivel, FT-50	112484		100	3,70E+09					En caja de cartón, proviene de Coca Cola	Jaula 2		Coca Cola
F47	Ra-226	9	Pararrayos	Preventor							17/9/2015	1000	Entregado en CIN por el MIEM. Encontrado en las chatarras. Contaminado. Desmantelado		Cápsula 13	
F48	Am-241	6	Pararrayos	Gamatec								50	Contaminado. Desmantelado		Cápsula 19	
F49	Ra-226	9	Pararrayos	Preventor									Contaminado. Desmantelado		Cápsula 13	
F50	Am-241	3	Pararrayos	Helita									Las fuentes son pastillas metálicas en forma de tornillos. Contaminado. Desmantelado		Cápsula 19	
F51	Am-241	2	Pararrayos	Desconocido									Contaminado. Desmantelado		Cápsula 19	
F52	Ni-63	1	Fuente de control	Detector de captura electrónica Hewlett-Packard			15	5,55E+08	1989				Desmantelado, fuente en caja de cartón.	Jaula 3		
F53	Am-241/Be	1			A3813	3266		3,70E+10					En contenedor metálico amarillo	Jaula 3		
F54	Kr-85	1	Fuente de control		8170	KF1071	30	1,11E+09	1998				Recuperado de equipo de aerosoles	Jaula 3		
F55	Kr-85	1	Fuente de control				100				6/6/2017		En lata sellada	Jaula 3		IPUSA
F56	Sr-90	1	Fuente de control				5	1,85E+08					En caja amarilla.	Jaula 3		
F57	Ba-133	1											Fuente en aplicador de alambre metálico, dentro de plomo	Jaula 3		
F58	??	1	Desconocido										Fuente en forma de un botón, metálico	Jaula 3		
F59	Sr-90	1	Medidor nuclear				5	1,85E+08	1905-05-19				En caja cuadrada verde. Fanapel	Jaula 3		Fanapel
F60	Sr-90	1	Medidor nuclear								27/9/2013		En caja, de NEOSUL	Jaula 3		
F61	Am-241	44	Pararrayos										En caja metálica azul, solo las fuentes: 8 helitas de cerámica, 2 laminas y 8 fuentes sin usar, 26 de amerion en los portafuentes.	I-1		
F62	Sr-90	1	Medidor nuclear					3,50E+09						Jaula 5		
F63	Cs-137	1	Braquiterapia			B0	124,4	4,60E+09					En contenedor original	Jaula 5		
F64	Cs-137	1	Braquiterapia			B1	45,2	1,67E+09					En contenedor original	Jaula 5		
F65	Cs-137	1	Braquiterapia			B2	62,8	2,32E+09					En contenedor original	Jaula 5		
F66	Cs-137	1	Braquiterapia			B3	80,6	2,98E+09					En contenedor original	Jaula 5		
F67	Cs-137	1	Braquiterapia			B4	79,1	2,93E+09					En contenedor original	Jaula 5		
F68	Cs-137	1	Medidor nuclear	humedad-densidad en suelos			3	1,11E+08					El equipo contenía una fuente de neutrones, que se acondicionó en 2014	Jaula 5		
F69	Cs-137	1					1	3,70E+07					En contenedor plástico	Jaula 5		
F70	Cs-137	1	Fuente de control	Picker			0,001	3,70E+04						Jaula 5		
F71	Co-60	1	Medidor nuclear	Indicador de nivel de líquido			1943	9,46E+05					El equipo fue desmantelado pero la fuente co cabe en la cápsula.	Jaula 5		

F72	Am-241	17	Pararrayos										Pomo plástico dentro de caja de guantes, con fuentes de PR, se colocaron en cápsula 19: 4 helitas ceramica, 9 helitas tornillo y 3 laminas amerion		Cápsula 19		
F73	Am-241	18	Pararrayos										Pomo plástico dentro de caja de guantes, con fuentes de PR, se colocaron en cápsula 20: 3 fuentes del model desconocido y 15 de Helita		Cápsula 20		
F74	Ra-226		Pararrayos	Preventor					3,E+07				Pomo plástico dentro de caja de guantes, con fuentes de PR, se colocaron en cápsula 9: 29 láminas pequeñas (1x1.8cm) y 7 medianas (1.2x1.8cm)		Cápsula 9		
F75	Ra-226		Pararrayos	Preventor					3,E+07				Pomo plástico dentro de caja de guantes, con fuentes de PR, se colocaron en cápsula 10: 26 láminas grandes		Cápsula 10		
F76	Ra-226		Pararrayos	Preventor					3,E+07				Pomo plástico dentro de caja de guantes, con fuentes de PR, se colocaron en cápsula 11: 29 láminas grandes (1.8x2cm)		Cápsula 11		
F77	Am-241	19	Pararrayos										Estaban en caja metálica azul, y se colocaron en cápsula 19: 2 láminas del modelo descococido, 9 helitas de tornillo, 8 de amerion.		Cápsula 19		
F79	C-14		Parte de detector		1186				0,1			22/10/2018	0		Caja 3		
F80	Am-241	256	Detector de humo						1		Jun-92	11/2/2020	4		Se encuentran en un tanque de 200 L	A1	Securitas
F81	Cs-137	1	fuelle		1199488A102	**	**		10	370X10^6	Abr-08	5/11/2019	0			I1	Frutifor
F82	Cs-137	6	Fuentes						2 mCi			4/10/2019	0,5			J1	COR
F83	Cs-137	5	Fuentes		N/C				45 mCi			4/10/2019	0,5			I1	COR
F84	Am-241	1	Pararrayos	N/C	N/C	N/C	N/C		600 microCi		N/C	9/3/2018				I1	CIME -BPS
F85	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	1865					925 Mbq	1997-04-01	11/8/2020				Jaula 5	
F86	Am-241	7	Detector de humo	FSI-751					0,5		2002	4/9/2020	0,11			A1	* ROLI SA
F87	Am-241	32	Detector de humo	CPX-551					1		2002	4/9/2020	1,11			A1	* ROLI SA
F88	Am-241	1	Pararrayos						0,6			26/6/2020				A2	CIME
F89	Am241	200	Detectores de humo						1		1995		<0.5			I2	
F90	Cs-137	1	Detector						25mCi	25mCi	1996	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 5	FANAPEL	
F91	Cs-137	1	Detector							370 MBq	2007	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 5	FANAPEL	
F92	Cs-137	1	Detector						25mCi		1999	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F93	Cs-137	1	Detector						300 mCi		2004	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	jaula 5	FANAPEL	
F94	Cs-137	1	Detector						25mCi		1996	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F95	Cs-137	1	Detector						10 mCi		1992	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F96	Cs-137	1	Detector						25mCi		1992	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F97	Cs-137	1	Detector						50mCi		2001	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F98	Cs-137	1	Detector						?		1991	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F99	Cs-137	1	Detector						25mCi		1996	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F100	Cs-137	1	Detector						10 mCi		1994	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F101	Cs-137	1	Detector						50 mCi		1998	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 14	FANAPEL	
F102	Cs-137	1	Detector						25		2000	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 5	FANAPEL	
F103	Cs-137	1	Detector						5mCi		2000	22/6/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	jaula 5	FANAPEL	
F104	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	1986					925 MBq	1/02/199	30/12/2018				A-1	CTIMPISA
F105	Cs-137	1	Detector						5mCi		2000	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	jaula 5	FANAPEL	
F106	Cs-137	1	Detector						300 mCi		2004	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F107	Cs-137	1	Detector						50 mCi		2004	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F108	Cs-137	1	Detector						10 mCi		*****	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F109	Cs-137	1	Detector						10 mCi		2014	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F110	Cs-137	1	Detector						10 mCi		2008	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F111	Cs-137	1	Detector						10 mCi		2006	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F112	Cs-137	1	Detector						10 mCi		2006	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F113	Cs-137	1	Detector						10 mCi		2006	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F114	Cs-137	1	Detector						10 mCi		2006	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F115	Cs-137	1	Detector						50 mCi		2004	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F116	Cs-137	1	Detector						50 mCi		2013	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F117	Cs-137	1	Detector						50 mci		2004	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 13	FANAPEL	
F118	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	581					666MBq	1981-10-01	30/12/2018				A-1	CTIMPISA
F119	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	645					666MBq	1982-09-01	30/12/2018				A-1	CTIMPISA
F120	Cs-137	1	Detector						10mCi		1999	30/12/2018		Funte de detector de espesor, FANAPEL	jaula 14	FANAPEL	

F121	Cs-137	1	Detector					100 mCi		1990	30/12/2018		Fuente de detector de espesor, FANAPEL	jaula 14		FANAPEL
F122	Cs-137	1	Detector					100mCi		1991	30/12/2018		Fuente de detector de espesor, FANAPEL	jaula 14		FANAPEL
F123	Cs-137	1	Detector						370 MBq	2007	30/12/2018		Fuente de detector de espesor, FANAPEL	Jaula 5		FANAPEL
F124	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	435				450 MBq	1981-01-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F125	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	1773				925 MBq	1996-01-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F126	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	1304				450MBq	no figura	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F127	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	1304				666 Mbq	1990-04-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F128	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	1303				630 Mbq	1989-12-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F129	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	964				740 Mbq	1995-12-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F130	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	434				450 Mbq	1981-01-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F131	Sr-90	1	Cabezal de detector	Hauni	433				450 Mbq	1981-01-01	30/12/2018			A-1		CTIMPISA
F132	Co-60	1	Fuente contenida		1478			30		1996	21/12/2018			A-1		Cementos Aritgas
F133	Co-60	1	Fuente contenida		1483			30		1996	21/12/2018			A-1		Cementos Aritgas
F134	Co-60	1	Fuente contenida		1482			30		1996	28/12/2018			A-2		Cementos Aritgas
F135	Kr-85	1	Fuente contenida		15p920			30		1996	28/12/2018			jaula 3		Cementos Aritgas
F136	Kr-85	1	fuelle en equipo								22/10/2018			Jaula 2		MVOTMA
F137	C-14	1	fuelle en equipo		1186				Nc	Nc	22/10/2018			G-2		MVOTMA
F138	Cs-137	1	irradiador	gammacel1000	345				22.5x10^12	5/1/1999	28/11/2018		Irradiador de la A. Española	H-2		Aespañola
F139	Am-241	1	Pararrayos								9/3/2018			B-1		CIME- Planta Cibeles
F140	Am-241	1	Pararrayos								9/3/2018			B-1		CIME- Upaed
F141	Am-241	1	Pararrayos					8'00 microCi			17/2/2016			B-1		Planta Cibeles
F142	137 Cs	1	Densitómetro	Troxler 440				9		21/9/2016	17/10/2019		Un mismo dispositivo	I-1		Loryser
F143	Am/Be 241	1	Densitómetro	Troxler 440				45		21/9/2016	17/10/2019			I-1		Loryser
F144	Ra-226/ Be	1	Dispositivo	C200				4,5			28/5/2020			J-1		ARNR

Líquidos

Código	Rn	Contenedor	Volumen, dm ³	TD en superficie (μSv/h)	Actividad estimada, kBq	Ubicación	Descripción	Procedencia
L-01	H-3	Pomo dentro de contenedor de 25 L	2			B-1	Líquido orgánico	Facultad de Ciencias
L-02	H-3	Pomo dentro de contenedor de 25 L	5			B-1	Líquido orgánico	Facultad de Ciencias
L-03	H-3	Pomo dentro de contenedor de 25 L	4			B-1	Líquido orgánico	Facultad de Ciencias
L-04	H-3	Pomo dentro de contenedor de 25 L	5			B-1	Líquido orgánico	Facultad de Ciencias
L-05	H-3	Pomo dentro de contenedor de 25 L	5			B-1	Líquido orgánico	Facultad de Ciencias
L-06	H-3	Pomo de 50 L dentro de contenedor de fibrocemento	50			B-1	Líquido orgánico	Facultad de Ciencias
L-07	H-3	Varios pomos dentro de contenedor de fibrocemento	50			Bajo mesada , frente a la celda de desmantelamiento	Contenedor de fibrocemento con varios recipientes: 3 pomos de cristal de 10L, 4 pomos de cristal de 5L, 3 pomos de 2L y 1 lata de 5L. Es necesario caracterizar.	
L-08	U-238	Bidon de 6 L	6	0	despreciable	B-1	Solución acuosa de nitrato de uranilo	
L-09	H-3	Frasco de café	0,5	0	4 μCi	B-1	Solución acuosa	Facultad de Ciencias
L-10	H-3	Frasco de café	0,5	0	4 μCi	B-1	Solución acuosa	Facultad de Ciencias

Material Nuclear								
Código	Descripción del MN	Masa (Kg)	Cantidad	Uso	Ubicación	Procedencia	fecha	NSERIE
Cabezal 9	AECL Theratron 80	1574	1	Desecho radiactivo	C-2	TERA	31/8/2016	j 108
Cabezal 12	El dorado 6	1208	1	Desecho radiactivo	D-2			
Cabezal 13	AECL Theratron 80	1900	1	Desecho radiactivo	F-3			
Cabezal 11	Picker C8 M80	1029	1	Desecho radiactivo	F-2			

Material Nuclear 2

Código	Rn	Contenedor	Volumen, dm ³	Actividad estimada, Bq	Cantidad (kg)	Fecha referencia	Ubicación	Descripción	Fecha estimada dispensa	Tasa (μSv/h)
DU-01	U-238	Caja amarilla	50	*****	106			Uranio empobrecido		
Caja 1	U-238,, Th 228	caja con 12 bultos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	solucion de Th-228, 2. Óxido de uranio. Nitrato de uranilo x 3 frascos. Tubos de vidrio con uranio (oxido). Acetato de uranilo x 3 frascos. Torranita U-238 3% (mineral).		
Caja 2	U-238	caja con 9 bultos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	Acetato de uranilo x 3 frascos. Patron de uranio. Nitrato de uranilo x 2 frascos. Uranio en solucion 1 mL x 3 frascos mL.		
Caja 3	U-238	caja con 4 bultos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	Nitrato de uranilo x 3 frascos. Caja con sales de uranio		
Caja 4	U-238	Dos frascos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	Dos frascos de vidrio con solución de nitrato de uranilo		
Caja 5	Th-228, I-125, U-238	caja con 6 bultos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	Torio en pastillas x 2 frascos. I-125 en frasco de vidrio. Nitrato de uranilo x 3 frascos		
Caja 6	Kr-85, U-238, Th-228	Caja con 9 bultos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	Kripton -85 de IPUSA. Nitrato de uranilo x 3 frascos. Pirofosfato de torio. Acetato de uranilo x 2 frascos. Tubo de vidrio con Th x 2 frascos		
Caja 7	C-14	Caja con tubos	0,2	****		Desecho radiactivo	Jaula 6	Tubos para descontaminar (muchos)		

Sólidos

Código	Rn	Contenedor	Volumen, dm ³	Tasa en superficie (μSv/h)	Fecha de Actividad	Actividad estimada (kBq ó mCi)	Ubicación	Descripción	Destino final	Fecha recepción	Entidad que entrega material
S-01	Pu-240, Co-60	Bidón 200 L	200				B//C	Partes del reactor, productos de activación			
S-02	Cs-137	Bidón 50 L de fibrocemento	50				F-1	Resinas del reactor, productos de fisión. Están cementadas.			
S-03	Cs-137	Bidón 50 L de fibrocemento	50				F-1	Resinas del reactor, productos de fisión. Están cementadas.			
S-04		Contenedor de fibrocemento	200				B//C	Columna térmica del reactor, productos de activación.			
S-05	Ra-226	Bidón 200 L	200	100			B//C	Manguera del filtro de la campana de extracción (usado para el acondicionamiento del Ra-226 en 1996)			
S-06	Ra-226	Bidón 200 L	200	70			B//C	Plástico contaminado con Ra-226			
S-07	Ra-226	Bidón 200 L	200	28			B//C	Filtros y materiales compactables			
S-08	Ra-226	Bidón 200 L	200	40			B//C	Madera y cartón.			
S-09	Ra-226	Bidón 200 L	200	50			B//C	Sólidos			
S-10	Ra-226	Bidón 200 L	200	60			B//C	Sólidos. Se adicionaron desechos almacenados en estante (caja 6)			
S-11	Ra-226 / Am-241	Bidón 200 L	200	20			B//C	Restos de pararrayos, de donde ya se extrajeron las fuentes radiactivas.			
S-12	Ra-226 / Am-241	Bidón 200 L	200	80			B//C	Restos de pararrayos, de donde ya se extrajeron las fuentes radiactivas.			
S-13	H-3 / C-14	Bidón 200 L	200				B//C	Desechos de laboratorio			
S-14	H-3 / C-14	Bidón 200 L	200				B//C	Desechos de laboratorio			
S-15	H-3 / C-14	Bidón 200 L	200				B//C	Desechos de laboratorio			
S-16	Ra-226	Bidón 200 L	200				B//C	Sólidos			

S-17	Cs-137	Contenedor de 25 L	25	12			Jaula 1	Contiene válvulas de avión y otros desechos sólidos.			
S-18	Cs-137	Contenedor de 20 L	20	1			Jaula 1	Sólidos			
S-19	Cs-137	Contenedor de 25 L	25	100			Jaula 1	Columnas de Cs-137 (son las que aportan altas TD). Ampulas de Co-60 y Eu-152.			
S-20	Ag-108	Contenedor de 25 L	25				Jaula 1	Hay desechos identificados como Ag. Se adicionaron desechos de Ba-133 y Sr-90.			
S-21	Cs-137	Contenedor de 25 L	25				Jaula 1	Contenedor contaminado, se adicionaron papeles contaminados, plomos que contuvieron fuentes de braquiterapia, bolsa con polvo contaminado de la			
S-22	Ra-226	Caja de madera	324				Jaula 16	Plomos contaminados			
S-23	Ra-226	Caja de madera	420				jaula 15	Plomos contaminados			
S-24	Ra-226	Caja de madera	144				D-3	Plomos contaminados			
S-25	Ra-226	Caja plástica	89				H-1	Plomos y escombros contaminados			
S-26	Ra-226	Caja plástica	72				H-1	Plomos y escombros contaminados			
S-27	Ra-226	Contenedor de plomo	11				C-1	Plomo contaminado, d-23cm y h-26cm. Contiene vidrios contaminados			
S-28	Ra-226	Contenedor de plomo	4				C-1	Plomo contaminado, d-16cm y h-21cm			
S-29	Ra-226	Caja fuerte	193				D-1	Caja fuerte donde se almacenó en el hospital el generador de Rn-222			Hospital de Clínicas
S-30		Contenedor plásticos	100				D-1	Desechos sólidos dentro de contenedor plástico. Por fuera no miden. Deben sacarse para caracterizar y segregar (puede que estén decaídos)			
S-31	Ra-226 / Am-241	Caja metálica	25				I-2	Restos de pararrayos, de donde ya se extrajeron las fuentes radiactivas. En esta caja estuvieron almacenados los mismos pararrayos			
S-32	Cf - 252	Tanque relleno con espuma	200	600	5/1/2008	1000 KBq	B//C	Rn de Cementos Artigas, almacenada en tanque de chapa, relleno con espuma de densidad 1		21/12/2018	Cementos Artigas
S80	Eu-152	Fuente en tarro					Jaula 3				
S88	U-238	Nitrato de Uranilo (x1), Acetato de uranilo (x2)					jaula 6	Fuentes entregadas por la ARNR (50 g cada frasco de Ac. 150 de Nitrato)		1/8/2020	ARNR
S89	Ra-26	Reloj, con aguja marcada		14	Se desconoce	*	J2	Desecho entregado por la ARNR (desecho huérfano)		4/9/2020	Gerdau
S90	Ni-63	Desecho cromatógrafo		<0.5	N/C	N/C	A1	numero de serie 5484		23/6/2020	UTE
S91	Ra 226	Tubería					I1	Tubería encontrada		15/7/2020	ARNR

TEMPORAL

Código	Rn	Cantidad de fuentes	Tipo de fuente/ dispositivo, aplicación o fabricante	Modelo del dispositivo	No. Serie dispositivo	Modelo de fuente	No. Serie fuente	Actividad inicial, mCi	Actividad inicial, Bq	Fecha referencia actividad	Fecha recep- ción	TDmax superficie, μSv/h	Observacion es	Ubicación	Destino Final	Entidad que cede material
T2	Cs-137	1	Fuente Temporal	TECH/095	5-387	771		57,02			20/5/2020	10			J1	ARNR
F140	Sr-90	1	Detector	***							2018		Fuente que se trasladó del subsuelo del cin	J-1		

URU

Código	Rn	Contenedor	Volumen, dm ³	Tasa en superficie (μSv/h)	Fecha de Actividad	Actividad estimada (kBq ó mCi)	Ubicación	Descripción	Destino final	Fecha recepción
URU-01 *	Ra-226	Bidón de 200 litros	Fuentes en desuso	300		18,35	B//C	Contiene un blindaje de plomo con fuentes de Ra-226 acondicionadas por el OIEA.		
URU-02 *	Ra-226	Bidón de 200 litros	Fuentes en desuso	1000		18,53	B//C	Contiene un blindaje de plomo con fuentes de Ra-226 acondicionadas por el OIEA.		
URU-03 *	Ra-226	Bidón de 200 litros	Fuentes en desuso	550		15,09	B//C	Contiene un blindaje de plomo con fuentes de Ra-226 acondicionadas por el OIEA.		
							B//C	Se adicionó el contenedor 4, con las cápsulas de fuentes de Ra-226 acondicionadas: cápsulas estándar: 2, 8, 9, 10, 11, 12 y cápsulas grandes: 17 y 18.		

URU-04 *	Ra-226	Bidón de 200 litros	Fuentes en desuso	200		6,7	B//C	Contiene dos blindajes de plomo con fuentes de Ra-226 acondicionadas por el OIEA.		
URU-05	Ra-226	Bidón de 200 litros	Desechos sólidos				B//C	Bidón encamisado con restos de pararrayos de donde se extrajeron las fuentes. Están contaminados.		
URU-06	Ra-226	Bidón de 400 litros	Desechos sólidos	8000		74	B//C	Fuente abierta de Ra-226, usada como generador de Rn-222. Se cementó en bidón de 200 L y luego este bidón se cementó en otro de 400 L.		
URU-07	Pu-239/ Be	Bidón de 200 litros	Fuentes en desuso			378	I-3	Arranque del reactor		