

IPEN/GRR-REL-04/19

CATEGORIA DISTRIB: A

**Identificação de Radionuclídeos Potencialmente  
Relevantes nos Rejeitos da Central Nuclear de Angra dos  
Reis**

**Júlio de Oliveira Júnior**

**Roberto Vicente**

Abril/2019

Gerência de Rejeitos Radioativos  
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares  
Comissão Nacional de Energia Nuclear  
São Paulo

**GRR – Gerência de  
Rejeitos Radioativos**



IPEN/GRR-REL-04/19

CATEGORIA DISTRIB: A

**Identificação de Radionuclídeos Potencialmente  
Relevantes nos Rejeitos da Central Nuclear de Angra dos  
Reis**

RELATÓRIO TÉCNICO DE  
INICIAÇÃO CIENTÍFICA

**Júlio de Oliveira Júnior**

**Orientador: Roberto Vicente**

Abril/2019

Gerência de Rejeitos Radioativos  
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares  
Comissão Nacional de Energia Nuclear  
São Paulo

**GRR – Gerência de  
Rejeitos Radioativos**



Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN  
Presidente: Paulo Roberto Pertusi

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - Ipen-Cnen/SP  
Superintendente: Wilson Aparecido Parejo Calvo

Gerência de Rejeitos Radioativos - GRR  
Gerente: Júlio Takehiro Marumo

A Gerência de Rejeitos Radioativos é o departamento do Ipen-Cnen/SP que tem como Missão promover a gestão segura dos rejeitos radioativos gerados no Brasil, dentro dos princípios éticos de proteção ao homem e ao meio ambiente. O objetivo da gestão dos rejeitos radioativos é assegurar um nível adequado de proteção à população e às gerações futuras e a preservação do meio ambiente, protegendo, além do Homem, as outras espécies e os recursos naturais.

A GRR presta serviços de gestão de rejeitos aos usuários de materiais radioativos das áreas industrial, médica e outras. Desenvolve atividades de pesquisa e desenvolvimento conduzidas no sentido de se aprimorar os métodos, as técnicas e as estratégias de gestão para reduzir os custos e melhorar a segurança no tratamento dos rejeitos. As atividades de P&D estão voltadas para as áreas de caracterização, tratamento e deposição final. Além disso, a GRR participa das atividades de ensino, formação e treinamento nas diversas áreas de aplicação da tecnologia nuclear.

O presente relatório técnico foi preparado para divulgar, da forma mais ampla possível, as informações contidas nos resultados das atividades de pesquisa e desenvolvimento da GRR, para a administração do Estado, para a comunidade acadêmica, e para o público em geral.

Comentários e sugestões sobre este ou outros relatórios da GRR são bem vindos e devem ser dirigidos a GRR – Ipen-Cnen/SP

Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária  
CEP 05508-000 – São Paulo, SP  
Fone: 11 3133-9745  
Março/2019

Página do Ipen-Cnen/SP na Internet: <http://www.ipen.br>

Página da CNEN na Internet: <http://www.cnen.gov.br>

Sugestão de referência deste relatório:

Oliveira, Júlio Jr. Identificação de Radionuclídeos Potencialmente Relevantes nos Rejeitos da Central Nuclear de Angra dos Reis. Ipen-Cnen/SP, São Paulo, Março de 2019. (IPEN/GRR-REL-04/19)

Palavras-chave: nuclide catalog, radioactive waste, waste characterization, nuclear power plant

NOTA: Nem o Ipen-Cnen/SP nem a GRR dão garantias, expressas ou implícitas, da exatidão, completeza ou utilidade de quaisquer informações, produtos ou processos descritos neste relatório, ou de que seu uso não infrinja direitos privados. A referência, neste relatório, de qualquer produto comercial, processo ou serviço pelo nome comercial, marca ou fabricante não constitui nem implica necessariamente a recomendação ou favorecimento pela GRR ou pelo Ipen-Cnen/SP.

As conclusões e pontos de vista apresentados neste relatório são do autor.

Para cópias deste documento, contatar:

Biblioteca Terezine Arantes Ferraz  
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária  
CEP 05508-000 – São Paulo, SP  
Fone: 11 3133-9094  
bibl@ipen.br

Para contatos sobre o conteúdo:

Roberto Vicente  
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária  
CEP 05508-000 – São Paulo, SP  
Fone: 11 3133-9758  
[rvicente@ipen.br](mailto:rvicente@ipen.br)

## **Resumo**

Um catálogo de rejeitos radiologicamente relevantes é um item indispensável para a categorização de rejeitos radioativos. Para elaborar esse tipo de catálogo é preciso conhecer os rejeitos mais produzidos pelas usinas nucleares, suas concentrações e toxidades, tanto a curto quanto em longo prazo. Estimar os rejeitos produzidos dentro de uma usina é um problema antigo que oferece um grande desafio mesmo com as tecnologias e métodos atuais. Neste trabalho elaborou-se uma estimativa das concentrações de rejeitos nas usinas da central de Angra dos Reis e usou-se delas para fornecer os dados necessários à construção de um catálogo de rejeitos radiologicamente relevantes.

## **Abstract**

A radiologically significant nuclides catalog is paramount to the classification of radioactive waste. In order to produce such a catalog, it is required to know the composition of the radioactive waste produced in the nuclear power plants, their concentration levels and both short and long term toxicity. Estimating the waste produced in a power plant is an old problem, but it still poses a great challenge, even with current technology and methods. This paper describes an attempt at estimating the radionuclide concentration levels of the waste produced in the Angra dos Reis nuclear power plant. The resulting data is used to build on a radiologically significant nuclides catalog.

## SUMÁRIO

<b>1. Introdução.....</b>	<b>5</b>
<b>1.1 Reatores de Água Pressurizada .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2 Gestão de Rejeitos Radioativos.....</b>	<b>5</b>
<b>1.3 As Usinas Angra-1 e Angra-2.....</b>	<b>6</b>
<b>1.4 Risco Radiológico .....</b>	<b>7</b>
<b>1.5 Tipos de Exposição .....</b>	<b>7</b>
<b>1.6 Relevância Radiológica Relativa .....</b>	<b>8</b>
<b>1.7 Cadeias de Decaimento Estudadas.....</b>	<b>9</b>
<b>1.8 Catálogo de Rejeitos Radiologicamente Relevantes .....</b>	<b>10</b>
<b>2. Objetivos .....</b>	<b>11</b>
<b>3. Materiais e Métodos .....</b>	<b>11</b>
<b>3.1 Revisão Bibliográfica.....</b>	<b>11</b>
<b>3.2 O Pacote Scale 6.0 e o Origen.....</b>	<b>12</b>
<b>3.3 Estimando a Relevância Radiológica.....</b>	<b>12</b>
<b>4. Resultados .....</b>	<b>13</b>
<b>4.1. Revisão Bibliográfica.....</b>	<b>13</b>
<b>5. Conclusões .....</b>	<b>31</b>
<b>Referências Bibliográficas .....</b>	<b>32</b>
<b>Apêndice A – Informações Adicionais .....</b>	<b>35</b>
<b>Apêndice B – Sugestão Parcial de Catálogo de Rejeitos Radiologicamente Relevantes .....</b>	<b>41</b>

## **1. Introdução**

### **1.1 Reatores de Água Pressurizada**

Existem três tipos de reatores de água leve: Os reatores de água pressurizada, os reatores de água fervida e os reatores supercríticos. Os reatores pertinentes para este trabalho são os reatores de água pressurizada, o mesmo tipo usado em Angra dos Reis.

O funcionamento e tipos de rejeitos gerados por reatores de água pressurizada, frequentemente chamados de PWRs, diferem dos demais tipos de reatores e, portanto, neste estudo abordou-se apenas as características dos PWRs.

Um reator de água pressurizada funciona usando água leve líquida como refrigerante. Essa água entra pelo fundo do núcleo do reator e sai por cima para realizar o resfriamento, aumentando a temperatura da água no processo.

A temperatura da água varia entre 550K e 600K durante esse procedimento e permanece no estado líquido devido à alta pressão do sistema de resfriamento, que fica em torno de 15 Mpa e 22 MPa.

Para atingir essa pressão é usado um dispositivo conhecido como pressurizador. Trata-se de um mecanismo que funciona regulando a pressão por meio do controle da temperatura da água em seu interior, que pode ser aquecida com correntes elétricas.

### **1.2 Gestão de Rejeitos Radioativos**

Quando uma fonte radioativa deixa de ter aplicações práticas ela passa a ser tratada como rejeito radioativo. Os rejeitos são enviados a um depósito inicial onde são selados por blindagens, visando diminuir o risco radiológico dos radioisótopos presentes.

Cabe à Gestão de Rejeitos recolher, selar, classificar, estudar, armazenar e decidir o tipo de depósito adequado para um rejeito radioativo. Apenas com o conhecimento aprofundado do decaimento radioativo e dos riscos oferecidos por um rejeito é possível tomar decisões importantes e garantir a segurança da sociedade e do meio ambiente sem deixar o encargo para as futuras gerações.

Um depósito intermediário é usado para classificar, selar e armazenar rejeitos radioativos até decidir o destino final da fonte selada. Quando as fontes apresentam risco alto e meia-vida longa, devem ser encaminhadas para depósitos definitivos, também conhecidos como repositórios ou destinos finais, que precisam ser preparados para comportar os rejeitos por centenas e até milhares de anos em segurança.

Nos depósitos iniciais e intermediários as fontes com meia-vida curta podem, também, ficar guardadas longe do contato humano, enquanto a radioatividade diminui com o passar dos anos até atingir o limite de dispensa, quando o rejeito radioativo pode voltar a ser tratado como rejeito comum.

Os depósitos intermediários são construídos acima do solo e possuem segurança média, sendo feitos para armazenar rejeitos que precisam de pouco tempo para poder retornar à classificação de rejeito comum ou apenas como caminho intermediário entre os rejeitos mais perigosos e o destino final.

Repositórios, por sua vez, costumam ser construídos no subsolo, recebendo o nome de repositórios geológicos, quando a profundidade é de centenas de metros ou mais. Esse tipo de repositório é muito mais caro e muito mais difícil de construir, mas oferece os benefícios de uma segurança muito superior, sendo adequado para armazenar os rejeitos de alto risco, os quais dificilmente voltarão a ser tratados como rejeito comum nos próximos milhares de anos.

No Brasil, até o presente momento, não existem repositórios, e os rejeitos de alta periculosidade são armazenados junto a rejeitos menos perigosos em depósitos intermediários.

### **1.3 As Usinas Angra-1 e Angra-2**

Angra-1 é a primeira usina elétrica nuclear construída pelo Brasil. Entrou em operação em 1984 e continua produzindo energia até a data presente. Seu reator nuclear é do tipo PWR da fabricante Westinghouse e seu combustível principal é Urânio enriquecido. A potência elétrica bruta nominal fica na faixa de 640 MWe [1].

Em operação comercial desde fevereiro de 2001, Angra-2 foi a segunda usina elétrica nuclear brasileira. Assim como Angra-1 trata-se de uma usina do tipo PWR e

também foi produzida pela Westinghouse, com potência elétrica nominal estimada em aproximadamente 1350 MWe [2].

Os rejeitos radioativos de Angra ficam armazenados em um depósito temporário na própria central. Atualmente, encontram-se 80 mil tambores de rejeitos retirados da usina, concentrando diversas formas diferentes de rejeito entre resinas, filtros e rejeitos sólidos.

Parte desses rejeitos deve ser encaminhada para um repositório permanente quando possível. Como o conteúdo dos tambores é uma mistura de diversos tipos de rejeitos e radionuclídeos, é preciso caracterizá-los com cuidado especial, levando em conta as consequências que cada nuclídeo pode causar.

Uma vez que os tambores são lacrados, é muito custoso e problemático remover seu conteúdo novamente. É por isso que busca-se caracterizar os rejeitos radioativos usando métodos teóricos que dispensam a necessidade de abrir os tambores.

#### **1.4 Risco Radiológico**

O risco radiológico de uma fonte radioativa selada em desuso é calculado com base no fator de dose dos radioisótopos e no tipo de exposição sofrida por um indivíduo caso entre em contato com o rejeito [3]. Com este valor é possível determinar os radionuclídeos mais perigosos para cada tipo possível de exposição.

Este risco calculado é válido apenas caso exista um cenário de intrusão. Ou seja, apenas se algum indivíduo entrar em contato com as fontes seladas. As fontes não oferecem risco imediato se estiverem armazenadas de forma adequada.

As taxas de dose são calculadas a partir da toxicidade do nuclídeo considerado. Neste trabalho optou-se por utilizar o valor mais conservador possível, a taxa máxima de dose, que tipicamente corresponde à exposição a um ser humano com menos de um ano de idade.

#### **1.5 Tipos de Exposição**

Dividiu-se as exposições radiológicas pertinentes a este trabalho em três categorias diferentes:

- **Exposição à fonte puntiforme:** Caso o indivíduo entre em contato com a fonte ou for exposto externamente à radiação oriunda da FRSD. Nuclídeos com valores não quantizáveis de dose por exposição direta foram omitidos dos cálculos;
- **Ingestão:** Caso o indivíduo ingira o material da fonte, após ela ter sido degradada por quaisquer processos físicos e químicos e o material tenha contaminado o ambiente;
- **Inalação:** Caso o indivíduo inale o material da fonte em seu estado gasoso ou como aerossol, após a degradação descrita no item anterior;

Esses casos foram escolhidos por serem os mais documentados em incidentes de exposição, pois são os mais prováveis de ocorrer [4]. Além disso, considerou-se os casos de exposição direta à fonte puntiforme como sendo equivalente ao de exposição à superfície contaminada. Uma aproximação mais conservadora, mas que evita etapas redundantes nos cálculos.

As doses para exposição direta foram calculadas usando os coeficientes gama de cada nuclídeo. Ou seja, levando em conta apenas a dose específica para um indivíduo situado a um metro da fonte. [5]

## 1.6 Relevância Radiológica Relativa

Para classificar os rejeitos radioativos com base nas mudanças proporcionadas pelo decaimento radioativo e formação de isótopos filhos propôs-se o conceito de Relevância Radiológica Relativa.

A relevância de um radionuclídeo é considerada a partir de critérios como sua meia-vida, concentração presente no rejeito e a projeção do quanto ele será significativo para o rejeito no futuro. É possível que um nuclídeo seja muito perigoso em um prazo curto de tempo, como alguns dias, mas que deixe de oferecer qualquer risco após alguns meses. Nesse caso, ele é relevante radiologicamente apenas nos primeiros dias após sua formação.

O inverso pode ocorrer; no caso de um radionuclídeo que possui atividade relativamente baixa em comparação com outros isótopos de meia-vida menor, mas

que possui meia-vida longa o bastante para tornar-se o isótopo predominante da massa de rejeito no futuro. Esse tipo de alternância entre os radionuclídeos que oferecem o maior risco deve ser levado em conta para considerar os riscos reais oferecidos pelo rejeito, evitando assim que os rejeitos sejam manipulados e armazenados de forma equivocada.

O primeiro fator considerado para a relevância radiológica foi a meia-vida de um radionuclídeo. Como a gestão dos rejeitos de reatores nucleares de potência é pensada para o longo prazo, abordou-se neste trabalho apenas os nuclídeos com meia-vida superior a dois anos.

Considerou-se que os nuclídeos de meia-vida curta tinham uma grande probabilidade de decair ainda no depósito temporário e contribuiriam muito pouco ou nada na composição final dos rejeitos que seriam encaminhados para um repositório intermediário. Descartou-se dos cálculos de decaimento todos os nuclídeos com meia-vida inferior a dois anos.

Como segundo critério para classificar a relevância radiológica de um nuclídeo usou-se a concentração presente no rejeito radioativo. Quanto maior a concentração de um nuclídeo dentro do período estudado, maior sua relevância. O risco radiológico relativo é o último critério para o nuclídeo, pois é diretamente dependente da concentração do nuclídeo no rejeito.

A relevância radiológica relativa compara os nuclídeos de um conjunto com nuclídeos chaves pré-definidos, permitindo assim conhecer o risco de um nuclídeo com base no risco de outro, classificando-os assim entre os mais perigosos e os menos perigosos.

Rejeitos que oferecem pouco risco ao longo do tempo não precisam ser armazenados em repositórios permanentes, sobrando assim espaço para os rejeitos de maior periculosidade. Como o espaço em repositórios é limitado, esse tipo de classificação é vital para garantir que todos os rejeitos mais perigosos sejam armazenados corretamente.

## **1.7 Cadeias de Decaimento Estudadas**

Para este trabalho optou-se por estudar apenas as cadeias de decaimento de radionuclídeos de longa meia-vida com relevância radiológica suficiente.

Considerou-se a formação de isótopos filhos e sua influência a longo prazo nos índices de toxicidade dos rejeitos radioativos. Para calcular seus valores usou-se de simulações de computador baseadas na equação de Bateman [6]

**Tabela 1 – Cadeias de Decaimento Estudadas**

<b>Pu-242</b>	<i>Cm-242</i>	<b>Pu-241</b>	<b>Am-243</b>	<b>Cm-243</b>	<b>Cm-244</b>
<b>U-238</b>	<b>Pu-238</b>	<b>Am-241</b>	<b>Pu-239</b>		<b>Pu-240</b>
<b>U-234</b>		<b>Np-237</b>	<b>U-235</b>		<b>U-236</b>
<b>Th-230</b>		<b>U-233</b>	<i>Th-231</i>		<i>Th-232</i>

Isótopos com tempos de meia-vida inferiores a 2 anos foram ignorados nos cálculos de concentração isotópica. Neste relatório, propagou-se as cadeias de decaimento apenas até a terceira ordem, portanto isótopos que precisariam de mais propagações foram desconsiderados para as cadeias de decaimento. Nuclídeos grafados em itálico na Tabela 1 foram desconsiderados nos cálculos de decaimento e não aparecem neste relatório. Embora sejam presentes, eles não atendem os demais critérios classificatórios escolhidos.

À exceção do Pu-241, que decai por emissão beta menos [7], todos os nuclídeos apresentados nas cadeias decaem primariamente por emissão alfa. Decaimentos causados por transição isomérica e fissão espontânea foram desconsiderados nos cálculos de decaimento deste trabalho, mas foram considerados para os cálculos de composição isotópica inicial dos rejeitos.

## **1.8 Catálogo de Rejeitos Radiologicamente Relevantes**

Muitos países monitoram os rejeitos mais perigosos por meio de um catálogo de rejeitos radiologicamente relevantes [8]. Consiste em um catálogo que lista os radionuclídeos que são abundantes, possuem meia vida relativamente alta e tóxicos o suficiente para serem considerados mais perigosos que os demais para os propósitos de deposição [9].

Esses nuclídeos são classificados para ajudar nos planejamentos de medidas de contenção dos rejeitos e para políticas de segurança e tratamento em caso de exposição [10]. Cada país tem a liberdade de escolher os radionuclídeos que

considerar mais importantes [11], mas a maioria dos catálogos é similar, apresentando boa parte da lista em comum [12].

Até o presente momento, o Brasil não dispõe de um catálogo de rejeitos radiologicamente relevantes. A ausência de um catálogo, somada a outros fatores, atrasa o desenvolvimento de um programa de classificação de inventário [13], e dificulta a construção de um repositório geológico, pois algumas características da engenharia e segurança do projeto dependem do conhecimento das características físicas, tipo e quantidade de rejeitos que será armazenada.

## **2. Objetivos**

Objetivou-se estimar um valor para a relevância radiológica relativa dos núclídeos presentes no rejeito radioativo pertencente a Angra. Para atingir esse objetivo necessitou-se inferir um valor inicial para as atividades de cada radionuclídeo presente no rejeito radioativo retirado.

Todos os objetivos deviam ser alcançados utilizando-se apenas de métodos teóricos. Parte do objetivo final é encontrar um método para estimar esse tipo de valor sem recorrer aos meios de análise experimental que demandam mais tempo e uma quantidade maior de recursos.

## **3. Materiais e Métodos**

### **3.1 Revisão Bibliográfica**

Realizou-se uma revisão bibliográfica sobre o tema, buscando encontrar valores conhecidos de concentração de núclídeos em rejeitos de usinas similares a Angra (PWRs). Os valores encontrados foram compilados em planilhas do Excel, onde foram filtrados até chegar-se aos resultados exibidos neste relatório.

Isso é possível, pois existe uma correlação que obedece a uma função de densidade de probabilidade gaussiana entre os produtos de fissão de usinas PWR [14]. Existe também uma correlação, embora mais fraca, entre os produtos de ativação. Para realmente se correlacionarem é preciso que as usinas possuam sistemas auxiliares e de resfriamento similares.

A maior parte da informação disponível na bibliografia examinada refere-se a métodos e informações gerais sobre as propostas dos trabalhos desenvolvidos, sendo poucos os casos que apresentaram resultados quantitativos explícitos.

### **3.2 O Pacote Scale 6.0 e o Origen**

Utilizou-se também de um método alternativo para encontrar os valores por meio do uso do software Origen, pertencente ao pacote Scale 6.0. Adotando as condições iniciais da simulação como sendo os mais próximos possíveis das condições conhecidas de Angra, obteve-se os resultados que também foram dispostos em planilhas do Excel.

O Scale é um conhecido pacote de softwares de tecnologia nuclear fornecido pelo Oak Ridge National Laboratory. Ele funciona por meio da concessão de uma licença paga, e é disponível para ser usado em alguns computadores do IPEN [15].

Dentre os programas oferecidos no pacote Scale, o Origen é o software usado para simular a formação de rejeitos radioativos em usinas nucleares. Oferecendo diversas opções para o fornecimento de dados de entrada, o Origen calcula as formações e projeta os decaimentos radioativos para praticamente qualquer tipo de combustível e arranjo de usina nuclear.

Estimar concentrações iniciais por meio de simulações do Origen é um método comum em instalações americanas e é considerado confiável pelo EPRI [16]. Quanto maior a quantidade de dados sobre as condições das usinas estudadas, seus materiais e documentação de sua operação, mais confiáveis os resultados obtidos.

Comparando esses conjuntos de resultados, pode-se chegar a um intervalo de valores considerados razoáveis como uma aproximação da concentração nominal dos rejeitos radioativos formados na usina.

### **3.3 Estimando a Relevância Radiológica**

Conhecendo os valores iniciais das concentrações e atividades dos radionuclídeos que compõe o rejeito e seu decaimento, pode-se usar multiplicar o

valor das toxidades de cada radioisótopo pela sua atividade para determinar uma taxa de dose presente nos rejeitos.

A taxa de dose e o tempo são os fatores principais para se definir a relevância radiológica dos nuclídeos. Considerou-se que nuclídeos que apresentam maior toxicidade pelo maior período de tempo dentro de cada um dos intervalos definidos são mais relevantes.

É importante lembrar que os nuclídeos radiologicamente relevantes são apenas uma sugestão de classificação, e que estão sujeitos a outros critérios para se chegar a um resultado final.

Estimou-se os valores dos fatores de radiotoxicidade para as exposições a fontes puntiformes e exposições à superfícies contaminadas com simulações do software Microshield.

## **4. Resultados**

### **4.1. Revisão Bibliográfica**

Revisar os documentos de usinas internacionais forneceu dados importantes sobre os métodos usados para estimar concentrações isotópicas de rejeitos e alguns dos resultados. Em geral, os relatórios apresentam resultados mais qualitativos que quantitativos.

Tomou-se da bibliografia algumas hipóteses usadas para formular as simulações do Origen 6.0. Essas hipóteses são importantes, pois permitem suprir possíveis faltas de documentação sobre as usinas e facilitam os cálculos.

A diferença entre simulações que usam a potência energética média e simulações com tempo de operação realistas encontra-se dentro da mesma ordem de grandeza e, portanto, pode ser desprezada para fins práticos [16].

De particular interesse para este trabalho foi o estudo da documentação obtida sobre a central nuclear americana localizada em Surry. Tratam-se de dois reatores PWR fabricados pela Westinghouse, bastante similares aos de Angra e com potência elétrica parecida [17].

As concentrações isotópicas dos rejeitos de Surry foram calculadas usando o Origen 2, uma versão antiga do Origen, e por isso ela serviu como um modelo para

comparar com os resultados esperados de Angra. Antes de obter os valores de Angra, comparou-se os resultados de Surry com valores que foram tabelados em relatórios do United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) e do Electric Power Research Institute (EPRI) [18].

**Tabela 2 - Composição Isotópica Média de Rejeitos Radioativos Sólidos em Usinas LWR nos EUA Após Dez Anos de Armazenamento [19]**

<b>Nuclídeo</b>	<b>Porcentagem</b>	<b>Nuclídeos mais abundantes ordenados do maior para o menor</b>
<b>H-3</b>	0,5	Cs-137
<b>C-14</b>	0,1	Co-60
<b>Ni-59</b>	0,01	Sr-90
<b>Ni-63</b>	1	Cs-134
<b>Co-60</b>	20	Ni-63
<b>Sr-90</b>	5	H-3
<b>Tc-99</b>	0,001	Pu-241
<b>I-129</b>	0,0001	C-14
<b>Cs-134</b>	2	Cm-244
<b>Cs-137</b>	30	Pu-238
<b>U-234</b>	0,00001	Pu-240
<b>U-235</b>	0,00001	Ni-59
<b>U-238</b>	0,0001	Tc-99
<b>Pu-238</b>	0,01	Pu-239
<b>Pu-239</b>	0,001	Am-241
<b>Pu-240</b>	0,01	I-129
<b>Pu-241</b>	0,1	U-238
<b>Am-241</b>	0,001	U-234
<b>Cm-244</b>	0,01	U-235

**Tabela 3 - Concentração Isotópica Média de Rejeitos Radioativos em Usinas PWR na Europa [12]**

<b>Nuclídeo</b>	<b>Fator de Escala Médio (Co-60)</b>	<b>Nuclídeos mais abundantes ordenados do maior para o menor</b>
<b>H-3</b>	1,21E-02	Co-60
<b>C-14</b>	3,18E-03	Cs-137
<b>Fe-55</b>	4,09E-02	Cs-134
<b>Co-60</b>	1,00E+00	Fe-55
<b>Sr-90</b>	1,79E-03	H-3
<b>Tc-99</b>	2,10E-05	C-14
<b>I-129</b>	3,33E-06	Sr-90
<b>Cs-134</b>	6,36E-02	Pu-241
<b>Cs-137</b>	1,48E-01	Am-241
<b>U-234</b>	1,19E-07	Pu-238
<b>U-235</b>	3,02E-09	Pu-240
<b>U-238</b>	1,79E-07	Tc-99
<b>Pu-238</b>	2,56E-05	Cm-244
<b>Pu-240</b>	2,49E-05	Cm-242
<b>Pu-241</b>	1,35E-03	I-129
<b>Am-241</b>	3,59E-05	U-238
<b>Cm-242</b>	7,02E-06	U-234
<b>Cm-244</b>	1,69E-05	U-235

**Tabela 4 - Atividade de radionuclídeos de meia-vida longa pertencentes à usina de Surry (EUA) [17]**

Nuclídeo	Atividade 1 MTU após 22 Anos (Ci)	Atividade de Referência (Bq/MTU)	Nuclídeo	Atividade 1 MTU após 22 Anos (Ci)	Atividade de Referência (Bq/MTU)
H3	2.48E+02	9.18E+12	I129	3.78E-02	1.40E+09
C14	7.92E-01	2.93E+10	Cs134	1.20E+02	4.44E+12
Fe55	4.26E-02	1.58E+09	Cs135	4.18E-01	1.55E+10
Ni59	1.34E-02	4.97E+08	Cs137	7.61E+04	2.82E+15
Ni63	1.64E+00	6.05E+10	Sm151	3.79E+02	1.40E+13
Co60	8.78E+00	3.25E+11	U235	1.27E-02	4.70E+08
Nb94	1.48E-06	5.47E+04	U236	2.73E-01	1.01E+10
Mo93	1.24E-03	4.58E+07	U238	3.16E-01	1.17E+10
Tc99	1.54E+01	5.70E+11	Np237	3.83E-01	1.42E+10
Ag108m	1.59E-02	5.86E+08	Pu238	3.11E+03	1.15E+14
Sn121m	2.18E+00	8.05E+10	U234	1.11E+00	4.09E+10
Sb125	3.72E+01	1.38E+12	Pu239	3.33E+02	1.23E+13
Eu154	1.34E+03	4.94E+13	Pu240	5.95E+02	2.20E+13
Eu155	1.32E+02	4.88E+12	Pu241	5.34E+04	1.98E+15
Se79	7.72E-01	2.86E+10	Am241	3.42E+03	1.26E+14
Sr90	4.97E+04	1.84E+15	Pu242	2.96E+00	1.10E+11
Zr93	1.34E+00	4.95E+10	Am243	3.63E+01	1.34E+12
Pd107	1.49E-01	5.52E+09	Cm243	1.42E+01	5.24E+11
Sn126	6.73E-01	2.49E+10	Cm244	2.20E+03	8.13E+13

As tabelas permitem observar que a ordem dos nuclídeos mais abundantes é bem parecida, embora não seja idêntica. Este resultado é exatamente o que se espera, pois nem todas as usinas possuem sistemas auxiliares e de refrigeração iguais.

No trabalho usado como referência, os resultados de Surry foram comparados com os resultados da central nuclear americana H. B. Robinson, localizada nos arredores de Harstville. Os resultados mostraram-se consistentes entre as duas centrais.

Foi identificada uma divergência nos cálculos do Origen 2 com a amostragem experimental ao se comparar os valores de Tc-99 e I-129 [20]. Não obstante, é preciso lembrar que o método radioquímico usado no experimento que detectou essa discrepância é de baixa exatidão.

As incertezas estimadas para cada isótopo ficam na faixa de uma ordem de grandeza [21]. Esse valor foi estimado comparando as simulações computacionais com resultados de amostragem radioquímica, mas não existe até o momento uma forma direta de se estimar uma incerteza global para esse método, sendo necessário verificar caso a caso para se encontrar um valor nominal adequado.

Valores obtidos por meio de amostragem experimental flutuam mais que os resultados computacionais, e foi observado que para um grande número de amostras elas tendem a convergir para o valor obtido por simulações computacionais. Isso é esperado devido à Lei dos Grandes Números [22], que rege esse tipo de flutuação entre medidas pontuais e grandes conjuntos de medidas.

#### **4.2. Cálculo dos Valores de Angra**

Usando as informações disponíveis sobre o combustível, arranjo e estrutura das usinas de Angra como valores de entrada no Origen obtiveram-se os resultados esperados para a concentração isotópica dos rejeitos. Decompondo os revestimentos do combustível e os sistemas auxiliares em suas composições químicas, chegou-se aos resultados exibidos a seguir.

**Tabela 5 – Estimativa da Composição do Revestimento e Sistemas Auxiliares da Usina Angra-1**

<b>Isótopo</b>	<b>Concentração Inconel 600 (g)</b>	<b>Concentração Inconel 690 (g)</b>
Zr	73.500.000	73.500.000
Sn	1.249.500	1.249.500
Fe	206.400	204.000
Cr	142.050	185.550
Cd	4.000*	4.000*
Al	4.000*	4.000*
Ag	4.000*	4.000*
Ni	216.000	178.500
Mn	3.000	1.050
Cu	1.500	0
Si	1.500	1.050
C	450	0
*valor estimado com base no conhecimento de que o peso deveria ser bem menor que os outros, mas não nulo. Pode não refletir o peso nominal.		

A tabela apresenta as duas ligas diferentes de Inconel usadas no decorrer da operação de Angra-1. A troca das ligas dos sistemas auxiliares foi realizada após o quinto ciclo de queima de combustível, e os cálculos do Origen foram reajustados de acordo para comportar a mudança.

Para chegar-se aos valores em gramas usou-se de estimativas do peso dos sistemas auxiliares com base nas médias para usinas PWR e a porcentagem da concentração de cada isótopo pertencente à liga. O mesmo foi feito para determinar os valores do revestimento do combustível, obtendo-se assim o valor de 75 toneladas para o revestimento e 300 kg para os sistemas auxiliares.

**Tabela 6 – Estimativa da Composição do Revestimento e Sistemas Auxiliares da Usina Angra-2**

<b>Isótopo</b>	<b>Concentração Inconel 800 (g)</b>
Zr	94.080.000
Sn	1.599.360
Fe	344.292
Cr	179.304
Cd	5.120*
Al	6.920**
Ag	5.120*
Ni	90.000
Ti	1.800
C	300
Si	3.000
Mn	4.500
Cu	2.250
Co	6.000
**Soma dos valores encontrados com estimativas.	

A massa do revestimento de Angra-2 foi estimada em 96 toneladas, e seus sistemas auxiliares em 300 kg. Diferente de Angra-1, não houve qualquer substituição de sistemas auxiliares durante o período de operação.

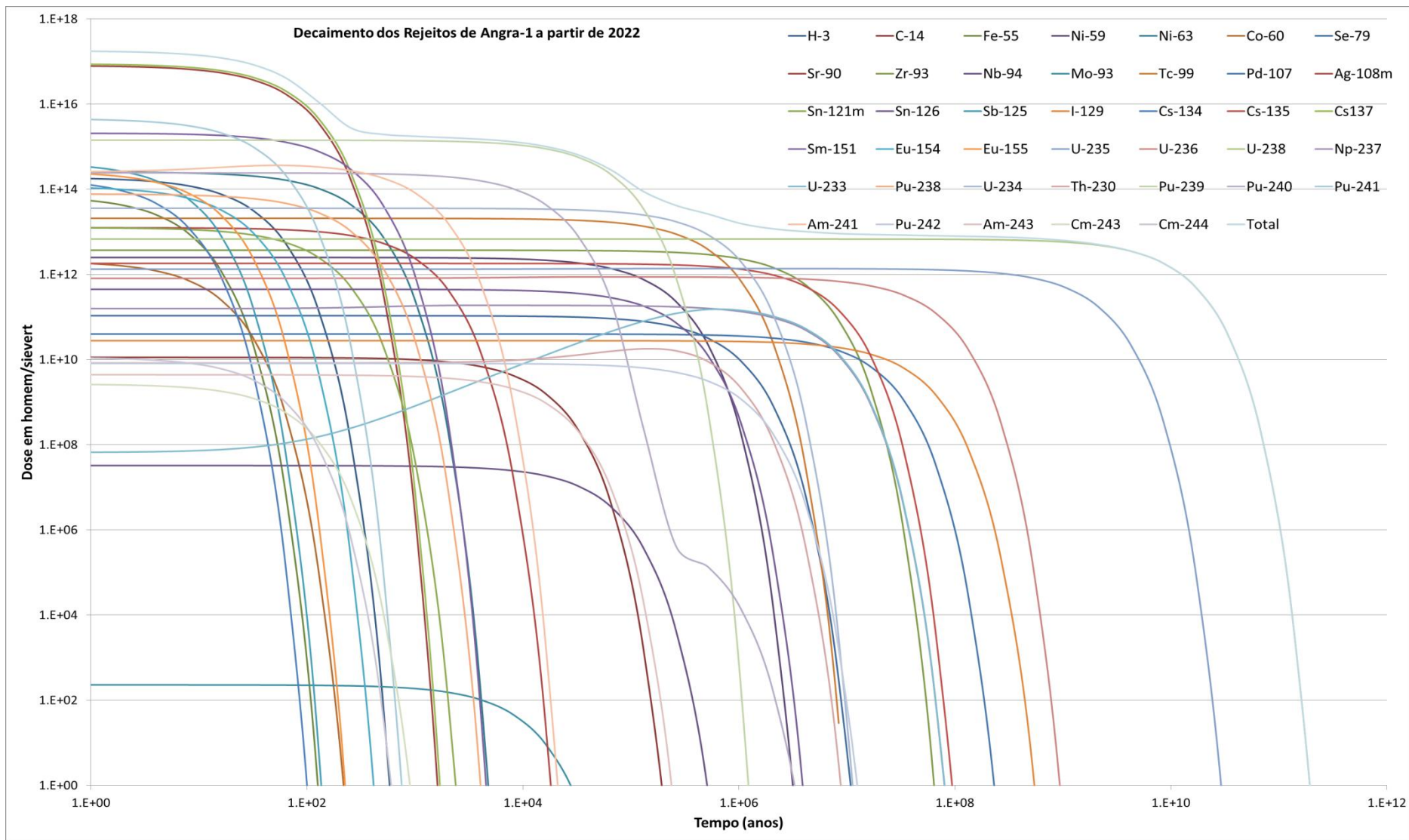
O combustível foi estimado como equivalente a 51 toneladas de urânio em Angra-1 e 103.5 toneladas em Angra-2 sob a forma de UO<sub>2</sub>. O enriquecimento nominal foi considerado equivalente a 3.2% em Angra-1 e a 3.5% em Angra-2. As duas usinas trabalham em ciclos de operação que duram em média 400 dias. A cada ciclo de operação, aproximadamente um terço do combustível é substituído.

Calculou-se os valores de ambas as usinas para Janeiro de 2022 para facilitar o processo, no entanto os resultados obtidos são proporcionalmente representativos para qualquer data. A data de 2022 foi escolhida para fornecer uma aproximação numérica mais próxima do esperado caso seja realizado um processo de amostragem que permita a comparação dos valores.

Com esses valores de entrada no Origen, obteve-se uma concentração inicial de núclídeos, a qual foi submetida a uma planilha do excel dedicada a calcular o decaimento radioativo e a toxicidade para cada via de exposição. As tabelas com os valores totais podem ser conferidas no Apêndice A.

Os cálculos do decaimento radioativo levam em conta apenas os rejeitos radioativos formados até Janeiro de 2022. Todos os demais rejeitos formados em Angra a partir dessa data foram desconsiderados. Espera-se que o processo de amostragem seja iniciado até essa data e forneça dados mais robustos, capazes de realizar estimativas com maior exatidão para esses futuros rejeitos.

Para os propósitos de armazenamento, são de pouca importância imediata os rejeitos ainda não formados, uma vez que os rejeitos já existentes não possuem um destino final decidido até o presente momento. Se o método mostrar-se eficaz, poderá ser combinado com a amostragem para inferir as concentrações isotópicas futuras.



**Gráfico 1 – Decaimento radioativo dos rejeitos de Angra-1 com base na concentração isotópica prevista para 2022.**

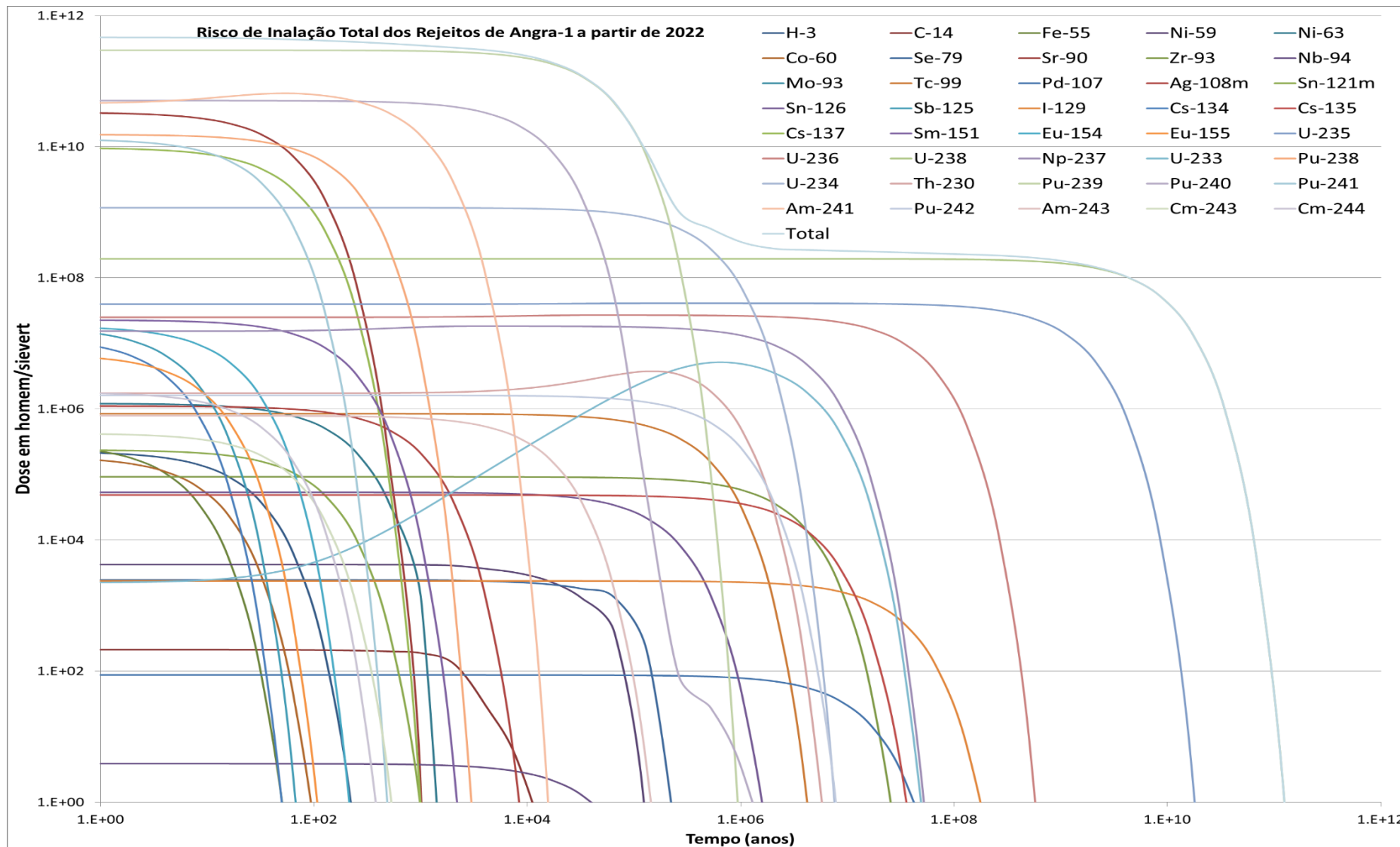


Gráfico 2 – Risco por inalação dos rejeitos de Angra-1 à partir de 2022.

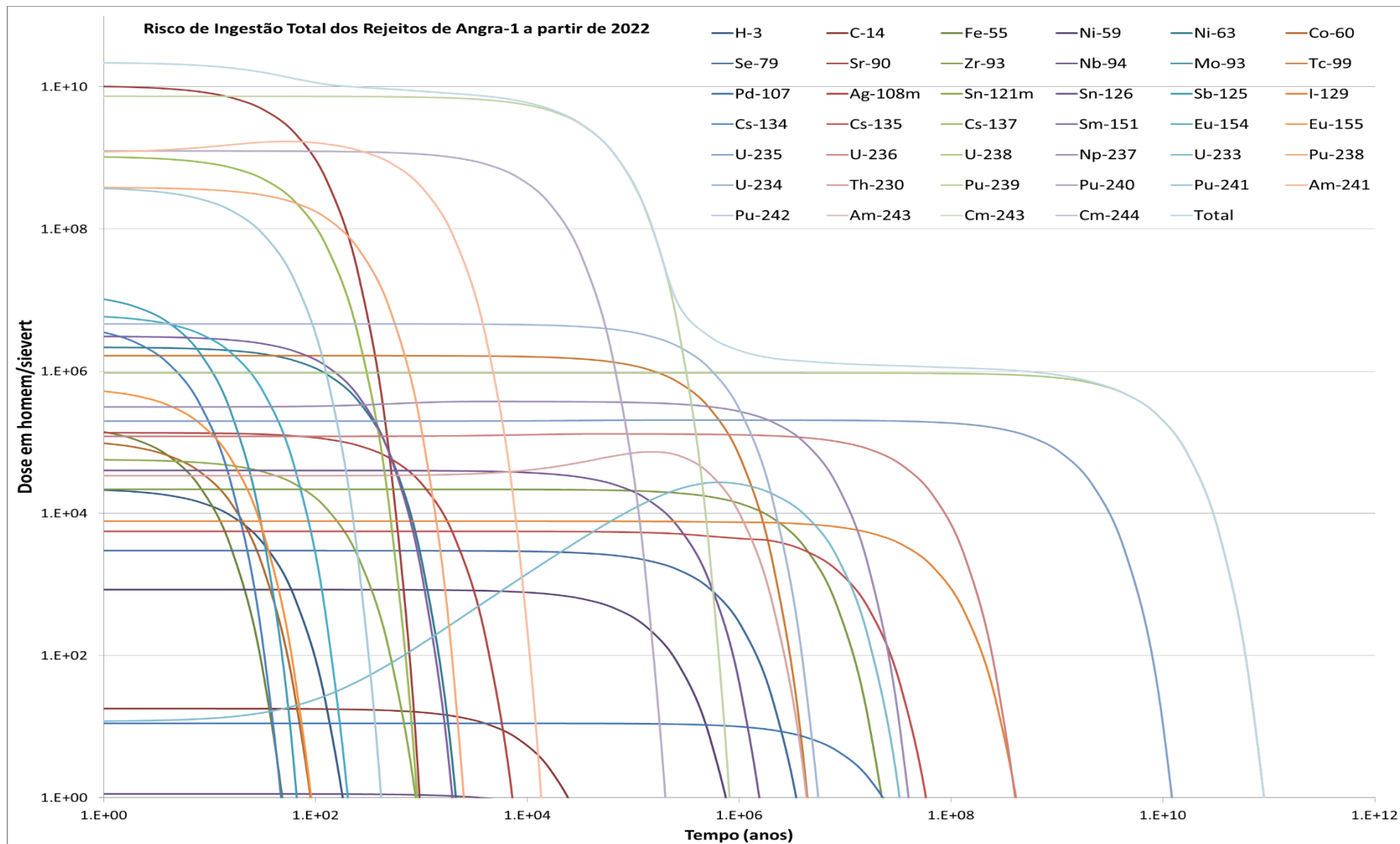


Gráfico 3 – Risco por ingestão dos rejeitos de Angra-1 a partir de 2022.

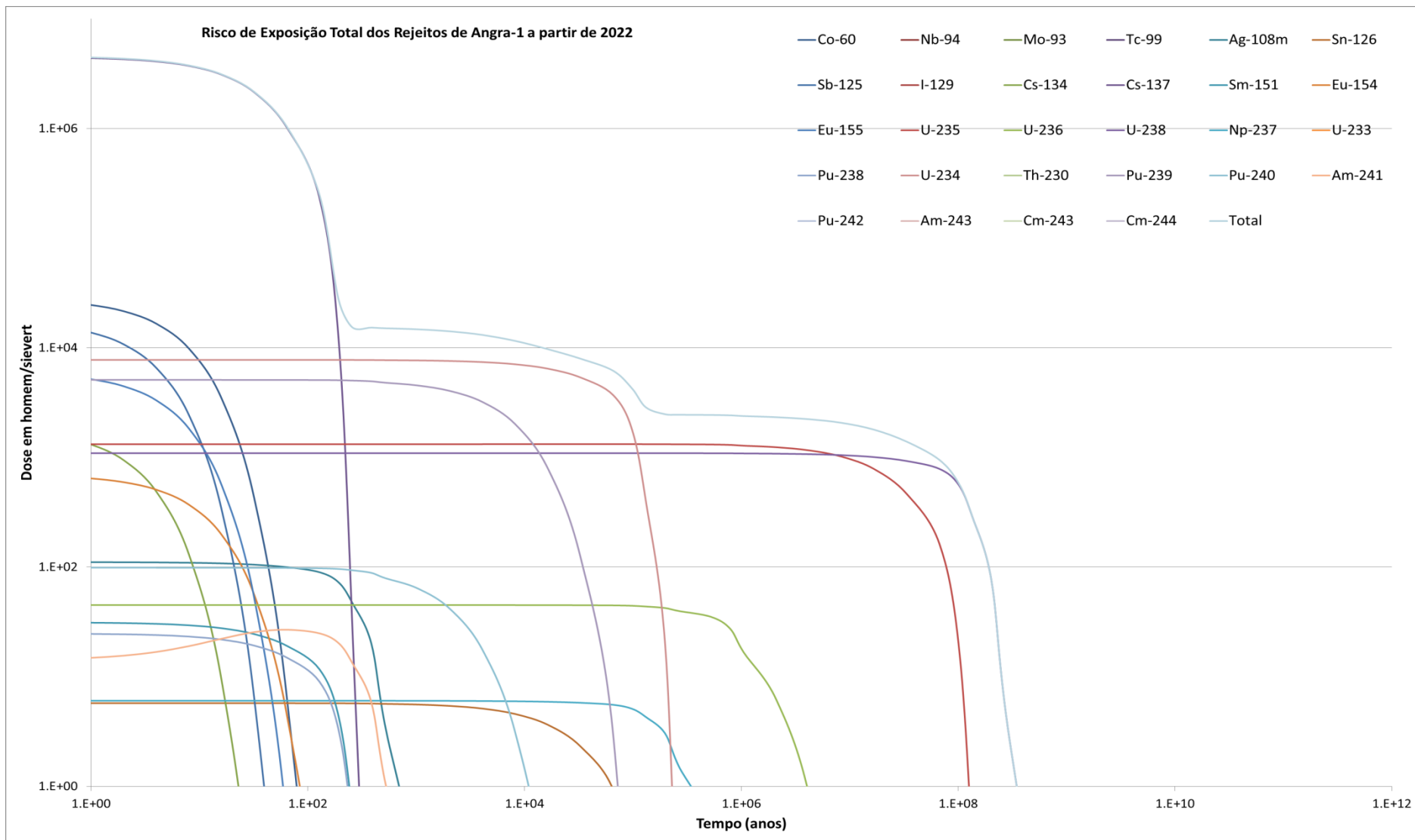


Gráfico 4 – Risco por exposição direta dos rejeitos de Angra-1 à partir de 2022.

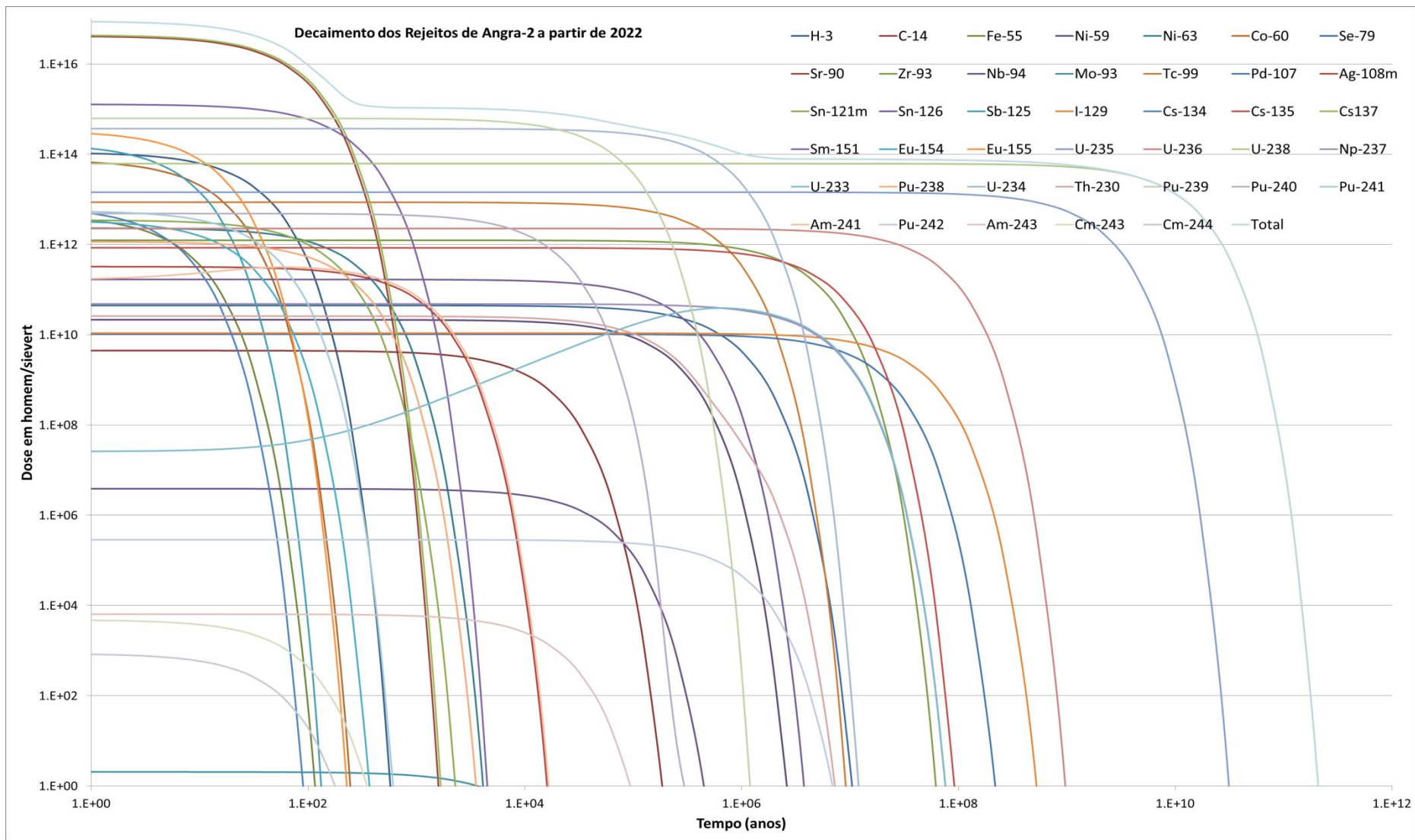


Gráfico 5 – Decaimento radioativo dos rejeitos de Angra-2 com base na concentração isotópica prevista para 2022.

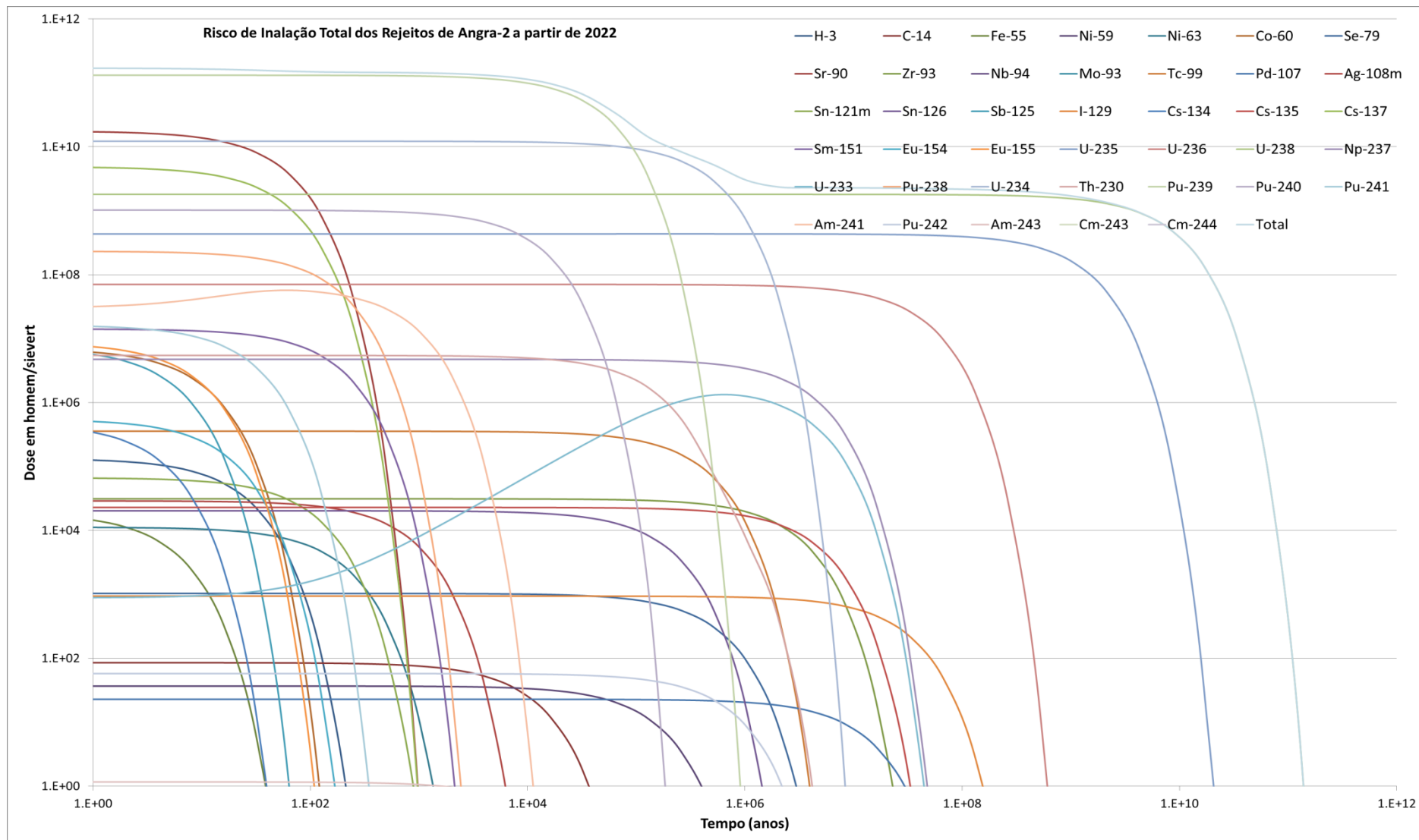


Gráfico 6 – Risco por inalação dos rejeitos de Angra-2 à partir de 2022.

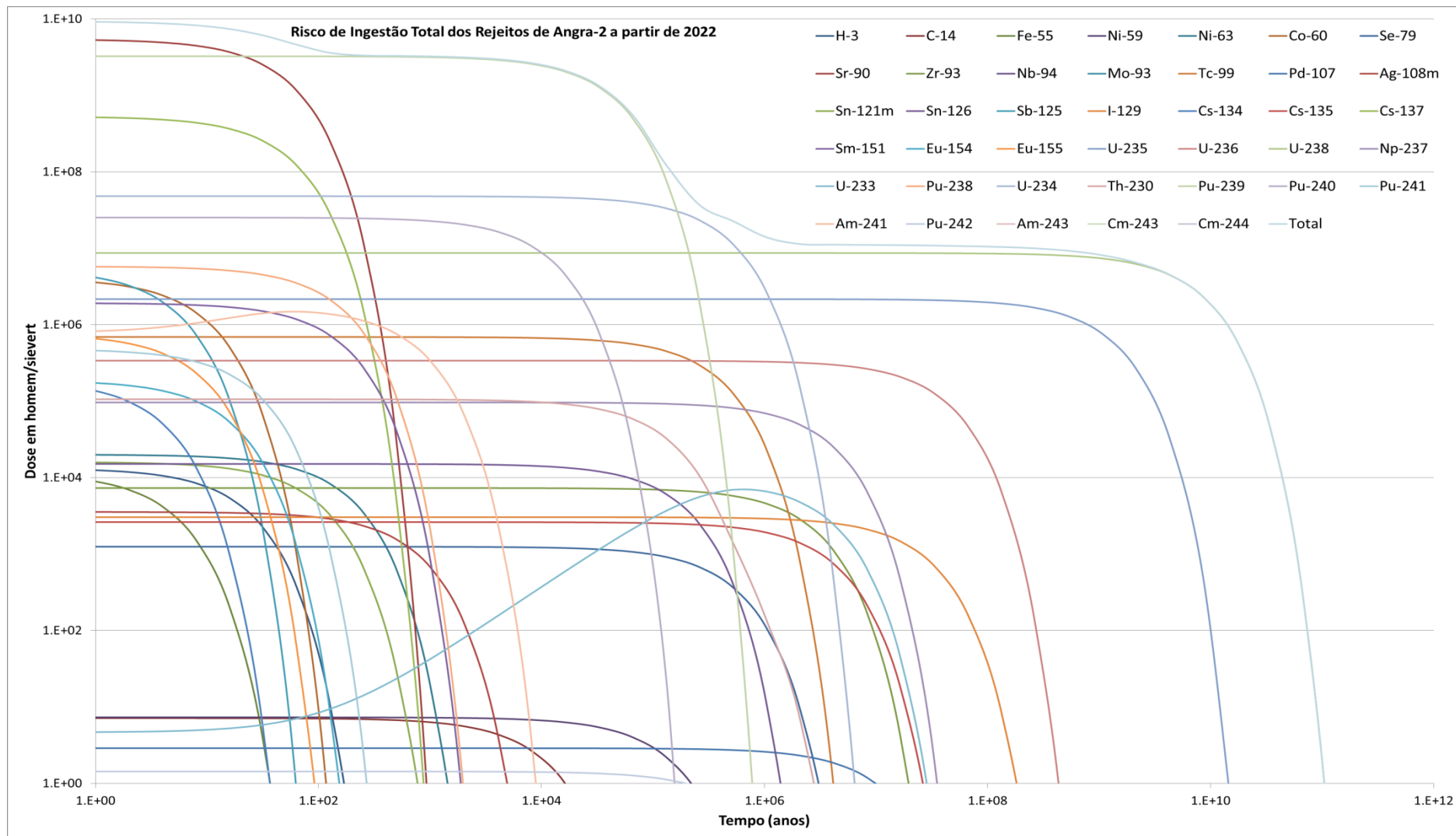


Gráfico 7 – Risco por ingestão dos rejeitos de Angra-2 à partir de 2022.

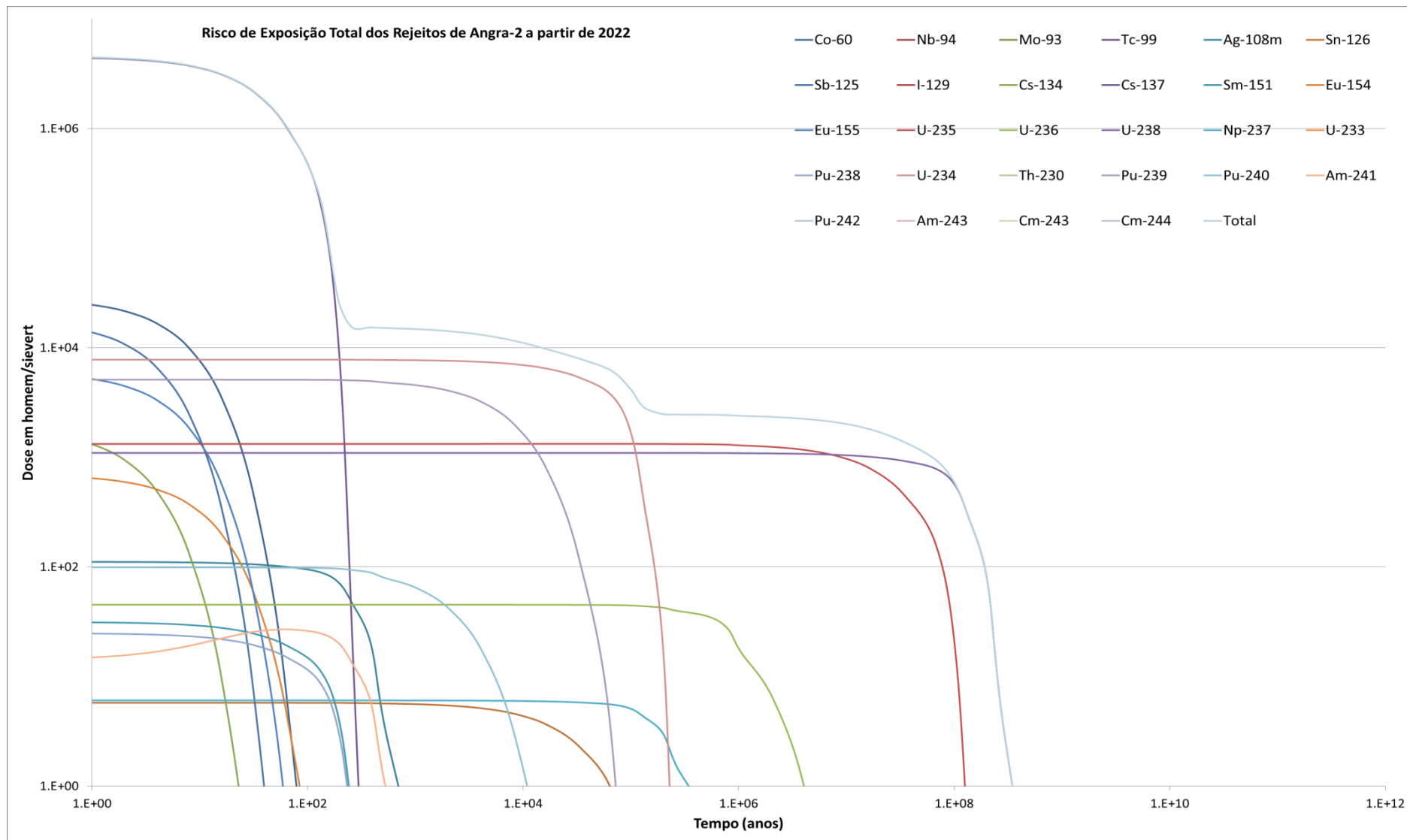


Gráfico 8 – Risco por exposição dos rejeitos de Angra-2 à partir de 2022.

Conforme o previsto pelos relatórios do EPRI [16], os nuclídeos Cs-137, Sr-90 e transurânicos apresentam taxas de dose com ordens de grandeza de diferença para os radionuclídeos menos perigosos nos gráficos de risco por inalação e ingestão. No entanto, os valores para Co-60 encontrados nos cálculos para Angra são bem diferentes dos documentados em amostragem, estando duas ordens de grandeza abaixo do esperado.

Possíveis explicações para esse fenômeno incluem a margem de incerteza de aproximadamente uma ordem de grandeza citada na bibliografia [22] e a possibilidade dos valores de Co-60 estarem subestimados devido aos cálculos não usarem os valores reais para os sistemas auxiliares de Angra, mas sim estimativas. Como são dados difíceis de obter, é pouco provável que sejam realizados novos cálculos com estimativas aprimoradas no futuro.

Uma pesquisa publicada pelo Idaho National Engineering Laboratory (INEL) [23] demonstra a quantidade de informação sobre as dimensões, geometria e características físicas e químicas necessária para se obter uma estimativa que possa ser mais representativa dos valores nominais. Os dados encontrados pelo INEL são usados nos Estados Unidos como uma estimativa representativa para todas as usinas PWR americanas.

Em todos os gráficos observa-se um notável aumento da concentração dos níveis de U-233 no intervalo entre 100 e 100 mil anos. Um exemplo claro de que a contribuição da formação de isótopos filhos em cadeias de decaimento para o risco total dos rejeitos não é completamente desprezível, mesmo estando algumas ordens de grandeza abaixo dos nuclídeos dominantes.

Ao comparar-se os gráficos de Angra-1 e Angra-2, é possível notar algumas diferenças, como a baixa concentração de Pu-241 e Am-241 em Angra-2. Até o momento, não foi possível explicar o motivo para uma diferença dessa magnitude. É possível que seja necessária uma revisão futura para averiguar os valores calculados desses isótopos que parecem estar com concentrações subestimadas.

Uma versão resumida desses gráficos, apresentando apenas os nuclídeos considerados mais relevantes é exibida no Apêndice B. Considerou-se mais relevantes os nuclídeos que contribuíam mais para a taxa de dose total em cinco intervalos de tempo distintos, correspondentes a: 1 e 32 anos; 32 e 100 anos; 100 e 300 anos; 300 e 1000 anos; 1000 e 10000 anos.

Observando os gráficos é possível concluir que os isótopos de plutônio são os principais responsáveis pela maior parte do risco radiológico relativo oferecido pelo rejeito. As estimativas indicam que a abundância deles é ordens de grandeza maior que os demais rejeitos, sendo assim uma boa aproximação que durante a maior parte do período de armazenamento e para a maioria dos tipos de exposição, todo o rejeito é plutônio, em particular Pu-239.

## 5. Conclusões

O estudo da bibliografia mostrou que é possível estimar as concentrações isotópicas em rejeitos de uma usina. De posse dessa informação, calculou-se valores estimados para as concentrações isotópicas de Angra, bem como a toxicidade decorrente dos radionuclídeos para cada via de exposição cogitada.

Os resultados foram obtidos utilizando apenas métodos teóricos e foram dispostos ao longo do tempo, possibilitando que um catálogo de nuclídeos radiologicamente relevantes seja construído com base em quaisquer que sejam os critérios administrativos necessários.

A falta de acesso a informações cruciais sobre a composição e disposição dos sistemas de auxiliares de Angra proporcionou uma incerteza de aproximadamente uma ordem de grandeza no resultado das concentrações iniciais. É bem provável que os valores para Co-60 e Fe-55 estejam subestimados por pelo menos duas ordens de grandeza, ao comparar os resultados com os obtidos para Surry.

Um outro estudo foi conduzido de forma independente deste relatório [24]. Os resultados preliminares indicam concordância com a maior parte dos resultados obtidos, pelo menos no que tange ao catálogo de rejeitos. No entanto, algumas divergências fundamentais foram observadas. Em particular, a baixa concentração de Urânio 235 e Samário 151 estimadas e o excesso de Plutônio 238 e Plutônio 242. Acredita-se que diferenças no método e na escolha dos elementos combustíveis podem ser a causa dessas divergências. Espera-se poder avaliar, comparar e discutir os resultados finais de ambos os estudos no futuro.

Futuros experimentos amostrais poderão corroborar as simulações ou apontar possíveis divergências nos resultados obtidos. Independente de valores numéricos absolutos espera-se que a relevância radiológica dos núclídeos seja mantida.

A formulação de um catálogo de rejeitos radioativos relevantes é crucial para o desenvolvimento de políticas de contenção e armazenamento. O catálogo será uma das principais diretrizes para classificar os rejeitos que precisarão de deposição permanente em repositórios geológicos.

### **Referências Bibliográficas**

[1] Disponível em: <http://www.eletronuclear.gov.br/Nossas-Atividades/Paginas/Informacoes-de-Angra-1.aspx>

[2] Disponível em: <http://www.eletronuclear.gov.br/Nossas-Atividades/Paginas/Informacoes-de-Angra-2.aspx>

[3] Oliveira, Júlio Jr. Cálculo do risco radiológico de fontes seladas em desuso em função do tempo. Ipen-Cnen/SP, São Paulo, Setembro de 2016. (IPEN/GRR-REL-06/16).

[4] Tauhata, L., Salati, I.P.A, Prinzi, R.Di, Prinzi, M.A.R.R.Di. Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos – 5ª revisão agosto/2003 – Rio de Janeiro – IRD/CNEN.

[5] Unger, Lauri; Trubey, D.K. Specific Gamma-Ray Dose Constants for Nuclides Important to Dosimetry and Radiological Assessment. Maio de 1982. Oak Ridge National Laboratory, EUA.

[6] Harr, Logan; Captain, USAF. Precise calculation of complex radioactive decay chains. Tese de Mestrado do Air Force Institute of Technology publicada em 2007.

[7] Magill, J; Pfennig, G.; Galy, J. KarlsruherNuklidkarte, 7<sup>th</sup>Edição 2006.

**[8]** Robertson, D. et al. Direct Assay Techniques for Comprehensive Radionuclide Quantification of Radwaste Packages. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Articles, Vol. 123. No. 1 (1988). Battelle, Pacific Northwest Laboratories Richland, Washington, EUA.

**[9]** Hou, Xiaolin et al. Progress on Standardization of Radioanalytical Methods for determination of important radionuclides for environmental assessment and waste management in Nordic nuclear industry. Nordic Nuclear Safety Research. Dinamarca, 2005.

**[10]** Hwang, K. H. et al. Assesment of the Impact of Decay Correction in the Dose-to-Curie Method for Long-Tem Stored Radioactive Waste Drums. Korea Advanced Institute of Science and Technology (KAIST). Nuclear Environment Technology Institute (NETEC). Coréia do Sul, 2005.

**[11]** Thierfeldt, S.; Deckert A. Radionuclides Difficult to Measure in Waste Packages. Alemanha, Setembro de 1995.

**[12]** Noé, M. et al. Development of Methods to Provide an Inventory of Radiologically Relevant Radionuclides: Analytical Methods and Correlation of Data. European Comission Final Report.

**[13]** IAEA. Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants. IAEA Energy Series. Áustria, Abril de 2009.

**[14]** Hertelendi, E. et al. Application of scaling technique for estimation of radionuclide inventory in radioactive waste. Nuclear Society of Slovenia 3rd Regional Meeting: Nuclear Energy in Central Europe, Slovenia, Setembro de 1996.

**[15]** Disponível em: <https://www.ornl.gov/scale>

**[16]** James, D.W. et al. Impacts of Operational Changes on LLW Scaling Factors. EUA, Março de 2004.

**[17]** Naegali, Robert E. Calculation of the Radionuclides in PWR Spent Fuel Samples for SFR Experiment Planning. Sandia National Laboratories. Albuquerque, EUA. Junho de 2004.

**[18]** EPRI. Radionuclide Correlations in Low-Level Radwaste. EUA, 1985.

**[19]** UNSCEAR. Sources, effects and risks of ionizing radiation. EUA, 1988. Anexo B pag 215.

**[20]** Nuclear Engineering and Consulting Services. Determination of critical nuclides in PWR waste streams. Asia Congress on Radiation Protection. Bruxelas, Bélgica. Outubro de 1993.

**[21]** Kashiwagi, M. Considerations on the Activity Concentration Determination Methods for Low-Level Waste Packages and Nuclide Data Comparison Between Different Countries. JCC Corporation. Japão, 2000.

**[22]** Feller, W. An introduction to probability theory and its applications Vol 2, 2nd Edition, 1968.

**[23]** Love, E. F. et al. Use of MCNP for Characterization of Reactor Vessel Internals Waste from Decommissioned Nuclear Reactors. Idaho National Engineering Laboratory. National Low-Level Waste Management Program. EUA, Setembro de 1995.

**[24]** Hiromoto, G. Critério para seleção dos radionuclídeos a serem caracterizados para a determinação da composição isotópica dos rejeitos da Usina de Angra 1 da CNAEA. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Relatório em Andamento.

## **Apêndice A – Informações Adicionais**

Este apêndice contém as tabelas com os valores numéricos usados para esboçar os gráficos de decaimento da central nuclear de Angra dos Reis. Em sequência ele apresenta os gráficos que ilustram apenas os rejeitos considerados como mais relevantes a partir dos critérios estabelecidos neste trabalho. Essa classificação é apenas uma sugestão de acordo com os resultados obtidos e não é a única possível.

Valores de atividade inferiores a  $10^{-10}$  Bq foram arredondados para zero para facilitar a visualização das tabelas. O arredondamento não interfere na análise, pois está muito abaixo do limite de dispensa de fontes radioativas adotado.

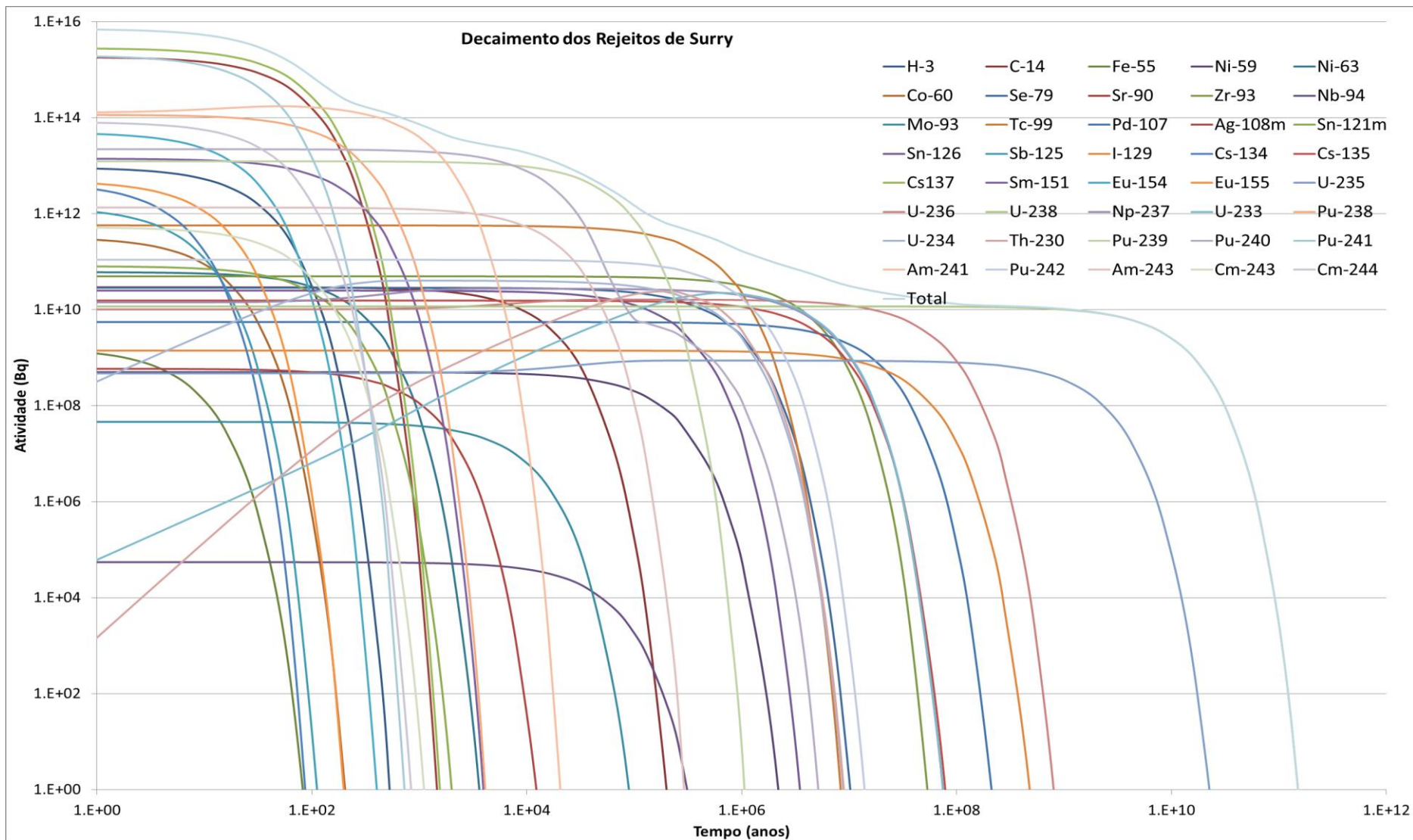
O apêndice também apresenta um gráfico de decaimento para Surry que pode ser comparado com os gráficos de Angra. A expectativa é que os valores para os rejeitos de Angra sejam próximos aos valores encontrados para Surry.

Tabela 7A - Decaimento dos Rejeitos de Angra-1 - Parte 1																					
	H-3	C-14	Fe-55	Ni-59	Ni-63	Co-60	Se-79	Sr-90	Zr-93	Nb-94	Mo-93	Tc-99	Pd-107	Ag-108m	Sn-121m	Sn-126	Sb-125	I-129	Cs-134	Cs-135	Cs137
T1/2 (anos)	12.35	5.74E+03	2.74E+00	7.60E+04	1.00E+02	5.30E+00	2.95E+05	2.86E+01	1.53E+06	2.03E+04	3.50E+03	2.13E+05	6.50E+06	4.18E+02	5.50E+01	1.00E+05	2.80E+00	1.57E+07	2.10E+00	2.30E+06	3.00E+01
Lambda	5.61E-02	1.21E-04	2.53E-01	9.12E-06	6.92E-03	1.31E-01	2.35E-06	2.42E-02	4.53E-07	3.41E-05	1.98E-04	3.25E-06	1.07E-07	1.66E-03	1.26E-02	6.93E-06	2.48E-01	4.41E-08	3.30E-01	3.01E-07	2.31E-02
Tempo (anos)	Atividade (Bq)																				
0.0E+00	1.9E+14	1.1E+10	6.9E+13	2.5E+12	2.5E+14	2.0E+12	1.1E+11	8.0E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.2E+13	4.5E+11	4.3E+14	2.8E+10	1.7E+14	1.8E+12	8.8E+16
1.0E-06	1.9E+14	1.1E+10	6.9E+13	2.5E+12	2.5E+14	2.0E+12	1.1E+11	8.0E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.2E+13	4.5E+11	4.3E+14	2.8E+10	1.7E+14	1.8E+12	8.8E+16
5.0E-01	1.8E+14	1.1E+10	6.1E+13	2.5E+12	2.5E+14	1.9E+12	1.1E+11	7.9E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.2E+13	4.5E+11	3.8E+14	2.8E+10	1.5E+14	1.8E+12	8.7E+16
1.0E+00	1.8E+14	1.1E+10	5.4E+13	2.5E+12	2.5E+14	1.8E+12	1.1E+11	7.8E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.2E+13	4.5E+11	3.3E+14	2.8E+10	1.3E+14	1.8E+12	8.6E+16
2.0E+00	1.7E+14	1.1E+10	4.2E+13	2.5E+12	2.5E+14	1.6E+12	1.1E+11	7.6E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.2E+13	4.5E+11	2.6E+14	2.8E+10	9.0E+13	1.8E+12	8.4E+16
4.0E+00	1.5E+14	1.1E+10	2.5E+13	2.5E+12	2.5E+14	1.2E+12	1.1E+11	7.2E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.2E+13	4.5E+11	1.6E+14	2.8E+10	4.7E+13	1.8E+12	8.0E+16
8.0E+00	1.2E+14	1.1E+10	9.2E+12	2.5E+12	2.4E+14	7.2E+11	1.1E+11	6.6E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.1E+13	4.5E+11	5.9E+13	2.8E+10	1.2E+13	1.8E+12	7.3E+16
1.6E+01	7.7E+13	1.1E+10	1.2E+12	2.5E+12	2.3E+14	2.5E+11	1.1E+11	5.4E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	1.0E+13	4.5E+11	8.1E+12	2.8E+10	8.9E+11	1.8E+12	6.1E+16
3.2E+01	3.1E+13	1.1E+10	2.1E+10	2.5E+12	2.0E+14	3.1E+10	1.1E+11	3.7E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.2E+13	8.3E+12	4.5E+11	1.5E+11	2.8E+10	4.5E+09	1.8E+12	4.2E+16
6.4E+01	5.2E+12	1.1E+10	6.4E+06	2.5E+12	1.6E+14	4.7E+08	1.1E+11	1.7E+16	3.7E+12	3.2E+07	2.3E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.1E+13	5.6E+12	4.5E+11	5.6E+07	2.8E+10	1.2E+05	1.8E+12	2.0E+16
1.3E+02	1.4E+11	1.1E+10	6.0E-01	2.5E+12	1.0E+14	1.1E+05	1.1E+11	3.6E+15	3.7E+12	3.2E+07	2.2E+02	2.1E+13	4.0E+10	1.0E+13	2.5E+12	4.5E+11	7.4E+00	2.8E+10	7.8E-05	1.8E+12	4.6E+15
2.6E+02	1.1E+08	1.1E+10	0.0E+00	2.5E+12	4.3E+13	5.9E-03	1.1E+11	1.6E+14	3.7E+12	3.2E+07	2.2E+02	2.1E+13	4.0E+10	8.1E+12	5.0E+11	4.5E+11	1.3E-13	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	2.4E+14
5.1E+02	6.2E+01	1.1E+10	0.0E+00	2.5E+12	7.3E+12	0.0E+00	1.1E+11	3.3E+11	3.7E+12	3.2E+07	2.1E+02	2.1E+13	4.0E+10	5.3E+12	2.0E+10	4.4E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	6.4E+11
1.0E+03	2.1E-11	9.9E+09	0.0E+00	2.5E+12	2.1E+11	0.0E+00	1.1E+11	1.3E+06	3.7E+12	3.1E+07	1.9E+02	2.1E+13	4.0E+10	2.3E+12	3.1E+07	4.4E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	4.7E+06
2.0E+03	0.0E+00	8.7E+09	0.0E+00	2.4E+12	1.8E+08	0.0E+00	1.1E+11	2.2E-05	3.7E+12	3.0E+07	1.5E+02	2.1E+13	4.0E+10	4.2E+11	7.7E+01	4.4E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	2.5E-04
4.1E+03	0.0E+00	6.8E+09	0.0E+00	2.4E+12	1.2E+02	0.0E+00	1.1E+11	0.0E+00	3.7E+12	2.8E+07	1.0E+02	2.0E+13	4.0E+10	1.4E+10	4.8E-10	4.3E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00
8.2E+03	0.0E+00	4.2E+09	0.0E+00	2.3E+12	5.9E-11	0.0E+00	1.0E+11	0.0E+00	3.7E+12	2.4E+07	4.5E+01	2.0E+13	4.0E+10	1.6E+07	0.0E+00	4.2E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00
1.6E+04	0.0E+00	1.5E+09	0.0E+00	2.1E+12	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+11	0.0E+00	3.7E+12	1.8E+07	8.9E+00	2.0E+13	4.0E+10	2.0E+01	0.0E+00	4.0E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00
3.3E+04	0.0E+00	2.1E+08	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00	0.0E+00	9.9E+10	0.0E+00	3.6E+12	1.1E+07	3.5E-01	1.9E+13	4.0E+10	3.1E-11	0.0E+00	3.6E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00
6.6E+04	0.0E+00	4.1E+06	0.0E+00	1.4E+12	0.0E+00	0.0E+00	9.2E+10	0.0E+00	3.6E+12	3.5E+06	5.3E-04	1.7E+13	3.9E+10	0.0E+00	0.0E+00	2.8E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00
1.3E+05	0.0E+00	1.5E+03	0.0E+00	7.5E+11	0.0E+00	0.0E+00	7.9E+10	0.0E+00	3.5E+12	3.7E+05	0.0E+00	1.3E+13	3.9E+10	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+11	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	1.7E+12	0.0E+00
2.6E+05	0.0E+00	2.0E-04	0.0E+00	2.3E+11	0.0E+00	0.0E+00	5.8E+10	0.0E+00	3.3E+12	4.2E+03	0.0E+00	8.8E+12	3.9E+10	0.0E+00	0.0E+00	7.3E+10	0.0E+00	2.7E+10	0.0E+00	1.7E+12	0.0E+00
5.2E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.1E+10	0.0E+00	0.0E+00	3.1E+10	0.0E+00	2.9E+12	5.4E-01	0.0E+00	3.8E+12	3.8E+10	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+10	0.0E+00	2.7E+10	0.0E+00	1.5E+12	0.0E+00
1.0E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	9.1E+09	0.0E+00	2.3E+12	0.0E+00	0.0E+00	6.8E+11	3.6E+10	0.0E+00	0.0E+00	3.1E+08	0.0E+00	2.6E+10	0.0E+00	1.3E+12	0.0E+00
2.1E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+04	0.0E+00	0.0E+00	7.7E+08	0.0E+00	1.4E+12	0.0E+00	0.0E+00	2.2E+10	3.2E+10	0.0E+00	0.0E+00	2.2E+05	0.0E+00	2.5E+10	0.0E+00	9.6E+11	0.0E+00
4.2E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.1E-05	0.0E+00	0.0E+00	5.6E+06	0.0E+00	5.5E+11	0.0E+00	0.0E+00	2.4E+07	2.5E+10	0.0E+00	0.0E+00	1.1E-01	0.0E+00	2.3E+10	0.0E+00	5.1E+11	0.0E+00
8.4E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.9E+02	0.0E+00	8.3E+10	0.0E+00	0.0E+00	2.9E+01	1.6E+10	0.0E+00	0.0E+00	2.5E-14	0.0E+00	1.9E+10	0.0E+00	1.4E+11	0.0E+00
1.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.1E-07	0.0E+00	1.8E+09	0.0E+00	0.0E+00	4.0E-11	6.6E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+10	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00
3.4E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	9.2E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.3E+09	0.0E+00	7.3E+07	0.0E+00	
6.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.3E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.1E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+09	0.0E+00	3.0E+03	0.0E+00	
1.3E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E-14	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.4E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.4E+07	0.0E+00	4.9E-06	0.0E+00	
2.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	
5.4E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	
1.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.2E-11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	

Tabela 7B - Decaimento dos Rejeitos Angra-1 - Parte 2																				
	Sm-151	Eu-154	Eu-155	U-235	U-236	U-238	Np-237	U-233	Pu-238	U-234	Th-230	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Am-241	Pu-242	Am-243	Cm-243	Cm-244	Total
T1/2 (anos)	9.00E+01	8.80E+00	4.68E+00	7.10E+08	2.34E+07	4.51E+09	2.14E+06	1.60E+05	8.77E+01	2.50E+05	7.50E+04	2.44E+04	6.56E+03	1.44E+01	4.32E+02	3.76E+05	7.37E+03	2.85E+01	1.81E+01	4.15E+05
Lambda	7.70E-03	7.88E-02	1.48E-01	9.76E-10	2.96E-08	1.54E-10	3.24E-07	4.33E-06	7.90E-03	2.77E-06	9.24E-06	2.84E-05	1.06E-04	4.81E-02	1.60E-03	1.84E-06	9.40E-05	2.43E-02	3.83E-02	0.00E+00
Tempo (anos)	Atividade (Bq)																			
0.0E+00	2.1E+15	1.2E+14	2.6E+14	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	6.6E+07	7.7E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	4.5E+15	2.5E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.7E+09	1.1E+10	1.8E+17
1.0E-06	2.1E+15	1.2E+14	2.6E+14	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	6.6E+07	7.7E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	4.5E+15	2.5E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.7E+09	1.1E+10	1.8E+17
5.0E-01	2.1E+15	1.1E+14	2.4E+14	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	6.6E+07	7.7E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	4.4E+15	2.6E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.6E+09	1.1E+10	1.8E+17
1.0E+00	2.1E+15	1.1E+14	2.3E+14	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	6.6E+07	7.7E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	4.3E+15	2.6E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.6E+09	1.1E+10	1.7E+17
2.0E+00	2.0E+15	9.8E+13	2.0E+14	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	6.7E+07	7.6E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	4.1E+15	2.7E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.5E+09	1.0E+10	1.7E+17
4.0E+00	2.0E+15	8.4E+13	1.5E+14	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	6.8E+07	7.5E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	3.7E+15	2.8E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.4E+09	9.6E+09	1.6E+17
8.0E+00	1.9E+15	6.1E+13	8.1E+13	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	7.1E+07	7.2E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	3.1E+15	3.0E+14	8.1E+09	4.4E+09	2.2E+09	8.3E+09	1.5E+17
1.6E+01	1.8E+15	3.3E+13	2.5E+13	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	7.7E+07	6.8E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	2.1E+15	3.3E+14	8.1E+09	4.4E+09	1.8E+09	6.1E+09	1.2E+17
3.2E+01	1.6E+15	9.3E+12	2.3E+12	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	8.8E+07	6.0E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	9.7E+14	3.6E+14	8.1E+09	4.4E+09	1.2E+09	3.3E+09	8.4E+16
6.4E+01	1.3E+15	7.5E+11	2.0E+10	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	1.1E+08	4.7E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	2.1E+14	3.6E+14	8.1E+09	4.4E+09	5.6E+08	9.7E+08	4.1E+16
1.3E+02	7.7E+14	4.8E+09	1.5E+06	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.6E+11	1.5E+08	2.8E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.4E+14	9.6E+12	3.3E+14	8.1E+09	4.3E+09	1.2E+08	8.4E+07	1.1E+16
2.6E+02	2.9E+14	2.0E+05	9.0E-03	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.7E+11	2.5E+08	1.0E+13	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.3E+14	2.0E+10	2.7E+14	8.1E+09	4.3E+09	5.3E+06	6.2E+05	2.7E+15
5.1E+02	4.0E+13	3.5E-04	0.0E+00	1.3E+12	8.1E+11	6.7E+12	1.7E+11	4.3E+08	1.4E+12	3.6E+13	8.3E+09	1.4E+15	2.3E+14	9.0E+04	1.8E+14	8.1E+09	4.2E+09	1.0E+04	3.4E+01	1.9E+15
1.0E+03	7.8E+11	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	8.2E+11	6.7E+12	1.8E+11	8.3E+08	2.4E+10	3.6E+13	8.4E+09	1.4E+15	2.2E+14	1.8E-06	7.9E+13	8.1E+09	4.0E+09	4.1E-02	1.0E-07	1.7E+15
2.0E+03	2.9E+08	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	8.2E+11	6.7E+12	1.9E+11	1.6E+09	7.3E+06	3.5E+13	8.6E+09	1.3E+15	1.9E+14	0.0E+00	1.5E+13	8.1E+09	3.6E+09	0.0E+00	0.0E+00	1.6E+15
4.1E+03	4.1E+01	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	8.3E+11	6.7E+12	1.9E+11	3.3E+09	6.8E-01	3.5E+13	8.9E+09	1.3E+15	1.3E+15	0.0E+00	5.7E+11	8.0E+09	3.0E+09	0.0E+00	0.0E+00	1.5E+15
8.2E+03	8.2E-13	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	8.5E+11	6.7E+12	1.9E+11	6.5E+09	6.0E-15	3.5E+13	9.6E+09	1.1E+15	1.0E+14	0.0E+00	8.0E+08	8.0E+09	2.0E+09	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+15
1.6E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	8.6E+11	6.7E+12	1.9E+11	1.3E+10	0.0E+00	3.4E+13	1.1E+10	8.9E+14	4.3E+13	0.0E+00	1.6E+03	7.8E+09	9.4E+08	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+15
3.3E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.7E+11	6.7E+12	1.9E+11	2.5E+10	0.0E+00	3.3E+13	1.3E+10	5.6E+14	7.6E+12	0.0E+00	6.0E-09	7.6E+09	2.0E+08	0.0E+00	0.0E+00	6.3E+14
6.6E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.7E+11	6.7E+12	1.8E+11	4.6E+10	0.0E+00	3.0E+13	1.6E+10	2.2E+14	2.4E+11	0.0E+00	0.0E+00	7.2E+09	9.2E+06	0.0E+00	0.0E+00	2.8E+14
1.3E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.7E+11	6.7E+12	1.8E+11	7.9E+10	0.0E+00	2.5E+13	1.8E+10	3.4E+13	2.3E+08	0.0E+00	0.0E+00	6.4E+09	1.9E+04	0.0E+00	0.0E+00	8.8E+13
2.6E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.7E+11	6.7E+12	1.7E+11	1.2E+11	0.0E+00	1.7E+13	1.6E+10	8.3E+11	4.1E+05	0.0E+00	0.0E+00	5.0E+09	8.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	4.2E+13
5.2E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.6E+11	6.7E+12	1.6E+11	1.5E+11	0.0E+00	8.3E+12	8.8E+09	4.8E+08	1.3E+05	0.0E+00	0.0E+00	3.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.6E+13
1.0E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.5E+11	6.7E+12	1.3E+11	1.4E+11	0.0E+00	1.9E+12	2.1E+09	1.6E+02	1.4E+04	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6E+13
2.1E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	8.2E+11	6.7E+12	9.5E+10	1.0E+11	0.0E+00	1.1E+11	1.2E+08	1.9E-11	1.4E+02	0.0E+00	0.0E+00	1.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+13
4.2E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	7.7E+11	6.7E+12	4.8E+10	5.2E+10	0.0E+00	3.2E+08	3.4E+05	0.0E+00	1.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	3.5E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+13
8.4E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+12	6.8E+11	6.7E+12	1.2E+10	1.3E+10	0.0E+00	2.8E+03	3.1E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	9.1E+12
1.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	5.3E+11	6.7E+12	8.2E+08	8.9E+08	0.0E+00	2.2E-07	2.4E-10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.0E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.6E+12
3.4E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	3.2E+11	6.7E+12	3.6E+06	3.9E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.4E+12
6.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+12	1.2E+11	6.7E+12	6.8E+01	7.4E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.1E+12
1.3E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+12	1.6E+10	6.6E+12	2.5E-08	2.7E-08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.8E+12
2.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+12	3.1E+08	6.5E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.5E+12
5.4E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.1E+11	1.1E+05	6.2E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.0E+12
1.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.8E+11	1.3E-02	5.7E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.2E+12
2.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.7E+11	2.1E-16	4.8E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E+12
4.3E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.1E+10	0.0E+00	3.5E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.5E+12
8.6E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.2E+08	0.0E+00	1.8E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+12
1.7E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.9E+04	0.0E+00	4.8E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.8E+11
3.4E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.1E-03	0.0E+00	3.4E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.4E+10
6.9E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-16	0.0E+00	1.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.7E+08
1.4E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.5E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.5E+03
2.7E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.0E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.0E-06
5.5E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E-24

Tabela 8A - Decaimento dos Rejeitos de Angra-2 - Parte 1																					
	H-3	C-14	Fe-55	Ni-59	Ni-63	Co-60	Se-79	Sr-90	Zr-93	Nb-94	Mo-93	Tc-99	Pd-107	Ag-108m	Sn-121m	Sn-126	Sb-125	I-129	Cs-134	Cs-135	Cs137
T1/2 (anos)	12.35	5.74E+03	2.74E+00	7.60E+04	1.00E+02	5.30E+00	2.95E+05	2.86E+01	1.53E+06	2.03E+04	3.50E+03	2.13E+05	6.50E+06	4.18E+02	5.50E+01	1.00E+05	2.80E+00	1.57E+07	2.10E+00	2.30E+06	3.00E+01
Lambda	5.61E-02	1.21E-04	2.53E-01	9.12E-06	6.92E-03	1.31E-01	2.35E-06	2.42E-02	4.53E-07	3.41E-05	1.98E-04	3.25E-06	1.07E-07	1.66E-03	1.26E-02	6.93E-06	2.48E-01	4.41E-08	3.30E-01	3.01E-07	2.31E-02
Tempo (anos)	Atividade (Bq)																				
0.0E+00	1.1E+14	4.5E+09	4.4E+12	2.2E+10	2.3E+12	7.6E+13	4.5E+10	4.2E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.5E+12	1.7E+11	1.7E+14	1.1E+10	6.8E+12	8.5E+11	4.4E+16
1.0E-06	1.1E+14	4.5E+09	4.4E+12	2.2E+10	2.3E+12	7.6E+13	4.5E+10	4.2E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.5E+12	1.7E+11	1.7E+14	1.1E+10	6.8E+12	8.5E+11	4.4E+16
5.0E-01	1.1E+14	4.5E+09	3.9E+12	2.2E+10	2.3E+12	7.1E+13	4.5E+10	4.1E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.5E+12	1.7E+11	1.5E+14	1.1E+10	5.8E+12	8.5E+11	4.4E+16
1.0E+00	1.0E+14	4.5E+09	3.4E+12	2.2E+10	2.3E+12	6.7E+13	4.5E+10	4.1E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.4E+12	1.7E+11	1.3E+14	1.1E+10	4.9E+12	8.5E+11	4.3E+16
2.0E+00	9.9E+13	4.5E+09	2.7E+12	2.2E+10	2.3E+12	5.8E+13	4.5E+10	4.0E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.4E+12	1.7E+11	1.0E+14	1.1E+10	3.5E+12	8.5E+11	4.2E+16
4.0E+00	8.8E+13	4.5E+09	1.6E+12	2.2E+10	2.3E+12	4.5E+13	4.5E+10	3.8E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.3E+12	1.7E+11	6.4E+13	1.1E+10	1.8E+12	8.5E+11	4.0E+16
8.0E+00	7.1E+13	4.5E+09	5.9E+11	2.2E+10	2.2E+12	2.7E+13	4.5E+10	3.4E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	3.2E+12	1.7E+11	2.4E+13	1.1E+10	4.9E+11	8.5E+11	3.7E+16
1.6E+01	4.5E+13	4.5E+09	7.7E+10	2.2E+10	2.1E+12	9.4E+12	4.5E+10	2.8E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.1E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.2E+11	2.9E+12	1.7E+11	3.3E+12	1.1E+10	3.5E+10	8.5E+11	3.1E+16
3.2E+01	1.8E+13	4.5E+09	1.4E+09	2.2E+10	1.9E+12	1.2E+12	4.5E+10	1.9E+16	1.2E+12	3.9E+06	2.0E+00	8.7E+12	1.0E+10	3.1E+11	2.3E+12	1.7E+11	6.2E+10	1.1E+10	1.8E+08	8.5E+11	2.1E+16
6.4E+01	3.0E+12	4.4E+09	4.1E+05	2.2E+10	1.5E+12	1.8E+10	4.5E+10	8.9E+15	1.2E+12	3.9E+06	2.0E+00	8.7E+12	1.0E+10	2.9E+11	1.6E+12	1.7E+11	2.3E+07	1.1E+10	4.6E+03	8.5E+11	1.0E+16
1.3E+02	8.4E+10	4.4E+09	3.8E-02	2.2E+10	9.6E+11	4.1E+06	4.5E+10	1.9E+15	1.2E+12	3.9E+06	2.0E+00	8.7E+12	1.0E+10	2.6E+11	7.0E+11	1.7E+11	3.0E+00	1.1E+10	3.1E-06	8.5E+11	2.3E+15
2.6E+02	6.4E+07	4.3E+09	0.0E+00	2.2E+10	4.0E+11	2.2E-01	4.5E+10	8.5E+13	1.2E+12	3.8E+06	2.0E+00	8.7E+12	1.0E+10	2.1E+11	1.4E+11	1.7E+11	5.2E-14	1.1E+10	0.0E+00	8.5E+11	1.2E+14
5.1E+02	3.7E+01	4.2E+09	0.0E+00	2.1E+10	6.7E+10	0.0E+00	4.5E+10	1.7E+11	1.2E+12	3.8E+06	1.9E+00	8.7E+12	1.0E+10	1.4E+11	5.5E+09	1.7E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.5E+11	3.2E+11
1.0E+03	1.2E-11	4.0E+09	0.0E+00	2.1E+10	1.9E+09	0.0E+00	4.5E+10	7.0E+05	1.2E+12	3.7E+06	1.7E+00	8.6E+12	1.0E+10	5.9E+10	8.7E+06	1.7E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.5E+11	2.3E+06
2.0E+03	0.0E+00	3.5E+09	0.0E+00	2.1E+10	1.6E+06	0.0E+00	4.4E+10	1.2E-05	1.2E+12	3.6E+06	1.4E+00	8.6E+12	1.0E+10	1.1E+10	2.2E+01	1.7E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.5E+11	1.2E-04
4.1E+03	0.0E+00	2.7E+09	0.0E+00	2.1E+10	1.1E+00	0.0E+00	4.4E+10	0.0E+00	1.2E+12	3.4E+06	9.2E-01	8.6E+12	1.0E+10	3.6E+08	1.3E-10	1.6E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.5E+11	0.0E+00
8.2E+03	0.0E+00	1.7E+09	0.0E+00	2.0E+10	5.4E-13	0.0E+00	4.4E+10	0.0E+00	1.2E+12	2.9E+06	4.1E-01	8.4E+12	1.0E+10	4.1E+05	0.0E+00	1.6E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.4E+11	0.0E+00
1.6E+04	0.0E+00	6.2E+08	0.0E+00	1.9E+10	0.0E+00	0.0E+00	4.3E+10	0.0E+00	1.2E+12	2.2E+06	8.0E-02	8.2E+12	1.0E+10	5.2E-01	0.0E+00	1.5E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.4E+11	0.0E+00
3.3E+04	0.0E+00	8.5E+07	0.0E+00	1.6E+10	0.0E+00	0.0E+00	4.1E+10	0.0E+00	1.2E+12	1.3E+06	3.1E-03	7.8E+12	1.0E+10	8.2E-13	0.0E+00	1.3E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.4E+11	0.0E+00
6.6E+04	0.0E+00	1.6E+06	0.0E+00	1.2E+10	0.0E+00	0.0E+00	3.8E+10	0.0E+00	1.2E+12	4.1E+05	4.8E-06	7.0E+12	1.0E+10	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+11	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.3E+11	0.0E+00
1.3E+05	0.0E+00	5.9E+02	0.0E+00	6.5E+09	0.0E+00	0.0E+00	3.3E+10	0.0E+00	1.2E+12	4.4E+04	0.0E+00	5.7E+12	1.0E+10	0.0E+00	0.0E+00	6.8E+10	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	8.1E+11	0.0E+00
2.6E+05	0.0E+00	7.8E-05	0.0E+00	2.0E+09	0.0E+00	0.0E+00	2.4E+10	0.0E+00	1.1E+12	5.0E+02	0.0E+00	3.7E+12	1.0E+10	0.0E+00	0.0E+00	2.7E+10	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	7.8E+11	0.0E+00
5.2E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+08	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+10	0.0E+00	9.8E+11	6.5E-02	0.0E+00	1.6E+12	9.8E+09	0.0E+00	0.0E+00	4.4E+09	0.0E+00	1.1E+10	0.0E+00	7.2E+11	0.0E+00
1.0E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.5E+06	0.0E+00	0.0E+00	3.8E+09	0.0E+00	7.7E+11	1.1E-09	0.0E+00	2.9E+11	9.2E+09	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+08	0.0E+00	1.0E+10	0.0E+00	6.2E+11	0.0E+00
2.1E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+02	0.0E+00	0.0E+00	3.2E+08	0.0E+00	4.8E+11	0.0E+00	0.0E+00	9.4E+09	8.3E+09	0.0E+00	0.0E+00	8.2E+04	0.0E+00	9.9E+09	0.0E+00	4.5E+11	0.0E+00
4.2E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.3E-07	0.0E+00	0.0E+00	2.3E+06	0.0E+00	1.9E+11	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+07	6.6E+09	0.0E+00	0.0E+00	4.0E-02	0.0E+00	9.1E+09	0.0E+00	2.4E+11	0.0E+00
8.4E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+02	0.0E+00	2.8E+10	0.0E+00	0.0E+00	1.2E+01	4.2E+09	0.0E+00	0.0E+00	9.4E-15	0.0E+00	7.5E+09	0.0E+00	6.8E+10	0.0E+00
1.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.4E-07	0.0E+00	6.2E+08	0.0E+00	0.0E+00	1.7E-11	1.7E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.2E+09	0.0E+00	5.4E+09	0.0E+00
3.4E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.1E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.9E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.5E+09	0.0E+00	3.4E+07	0.0E+00
6.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.1E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.6E+08	0.0E+00	1.4E+03	0.0E+00
1.3E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.3E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.9E+07	0.0E+00	2.3E-06	0.0E+00
2.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.8E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.8E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
5.4E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E-15	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.5E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
1.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

Tabela 8B - Decaimento dos Rejeitos de Angra-2 - Parte 2																				
	Sm-151	Eu-154	Eu-155	U-235	U-236	U-238	Np-237	U-233	Pu-238	U-234	Th-230	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Am-241	Pu-242	Am-243	Cm-243	Cm-244	Total
T1/2 (anos)	9.00E+01	8.80E+00	4.68E+00	7.10E+08	2.34E+07	4.51E+09	2.14E+06	1.60E+05	8.77E+01	2.46E+05	7.54E+04	2.44E+04	6.56E+03	1.44E+01	4.32E+02	3.76E+05	7.37E+03	2.85E+01	1.81E+01	
Lambda	7.70E-03	7.88E-02	1.48E-01	9.76E-10	2.96E-08	1.54E-10	3.24E-07	4.33E-06	7.90E-03	2.82E-06	9.19E-06	2.84E-05	1.06E-04	4.81E-02	1.60E-03	1.84E-06	9.40E-05	2.43E-02	3.83E-02	
Tempo (anos)	Atividade (Bq)																			
0.0E+00	1.3E+15	3.4E+12	3.3E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.6E+07	1.2E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	5.6E+12	1.7E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.8E+03	8.6E+02	8.9E+16
1.0E-06	1.3E+15	3.4E+12	3.3E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.6E+07	1.2E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	5.6E+12	1.7E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.8E+03	8.6E+02	8.9E+16
5.0E-01	1.3E+15	3.3E+12	3.1E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.6E+07	1.2E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	5.5E+12	1.7E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.8E+03	8.5E+02	8.8E+16
1.0E+00	1.3E+15	3.2E+12	2.9E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.6E+07	1.2E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	5.4E+12	1.8E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.7E+03	8.3E+02	8.7E+16
2.0E+00	1.3E+15	2.9E+12	2.5E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.6E+07	1.1E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	5.1E+12	1.8E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.6E+03	8.0E+02	8.5E+16
4.0E+00	1.2E+15	2.5E+12	1.8E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.7E+07	1.1E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	4.6E+12	2.0E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.4E+03	7.4E+02	8.1E+16
8.0E+00	1.2E+15	1.8E+12	1.0E+14	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.8E+07	1.1E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	3.8E+12	2.2E+11	2.9E+05	6.4E+03	4.0E+03	6.3E+02	7.4E+16
1.6E+01	1.1E+15	9.7E+11	3.1E+13	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.9E+07	1.0E+12	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	2.6E+12	2.6E+11	2.9E+05	6.4E+03	3.3E+03	4.7E+02	6.1E+16
3.2E+01	1.0E+15	2.7E+11	2.9E+12	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	3.3E+07	9.0E+11	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.9E+12	1.2E+12	3.0E+11	2.9E+05	6.4E+03	2.2E+03	2.5E+02	4.2E+16
6.4E+01	7.8E+14	2.2E+10	2.5E+10	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	3.9E+07	7.0E+11	3.7E+14	2.6E+10	6.3E+14	4.8E+12	2.6E+11	3.2E+11	2.9E+05	6.4E+03	1.0E+03	7.4E+01	2.1E+16
1.3E+02	4.8E+14	1.4E+08	1.9E+06	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	5.3E+07	4.2E+11	3.7E+14	2.6E+10	6.2E+14	4.8E+12	1.2E+10	2.9E+11	2.9E+05	6.4E+03	2.1E+02	6.4E+00	5.7E+15
2.6E+02	1.8E+14	6.0E+03	1.1E-02	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	7.9E+07	1.5E+11	3.7E+14	2.6E+10	6.2E+14	4.7E+12	2.5E+07	2.4E+11	2.9E+05	6.3E+03	9.6E+00	4.8E-02	1.5E+15
5.1E+02	2.5E+13	1.0E-05	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	1.3E+08	2.0E+10	3.7E+14	2.6E+10	6.2E+14	4.6E+12	1.1E+02	1.6E+11	2.9E+05	6.1E+03	1.9E-02	2.6E-06	1.1E+15
1.0E+03	4.8E+11	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	2.4E+08	3.6E+08	3.7E+14	2.6E+10	6.1E+14	4.4E+12	2.2E-09	7.0E+10	2.9E+05	5.9E+03	7.4E-08	0.0E+00	1.1E+15
2.0E+03	1.8E+08	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	4.5E+08	1.1E+05	3.7E+14	2.5E+10	5.9E+14	3.9E+12	8.6E-31	1.3E+10	2.9E+05	5.3E+03	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+15
4.1E+03	2.6E+01	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	8.7E+08	1.0E-02	3.7E+14	2.5E+10	5.6E+14	3.2E+12	1.3E-73	5.0E+08	2.9E+05	4.4E+03	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+15
8.2E+03	5.1E-13	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	1.7E+09	0.0E+00	3.6E+14	2.4E+10	5.0E+14	2.0E+12	3.1E-159	7.1E+05	2.8E+05	3.0E+03	0.0E+00	0.0E+00	9.5E+14
1.6E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	3.3E+09	0.0E+00	3.5E+14	2.2E+10	3.9E+14	8.6E+11	0.0E+00	1.4E+00	2.8E+05	1.4E+03	0.0E+00	0.0E+00	8.4E+14
3.3E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.8E+10	6.4E+09	0.0E+00	3.4E+14	1.9E+10	2.5E+14	1.5E+11	0.0E+00	5.3E-12	2.7E+05	3.0E+02	0.0E+00	0.0E+00	6.7E+14
6.6E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.7E+10	1.2E+10	0.0E+00	3.1E+14	1.4E+10	9.7E+13	4.8E+09	0.0E+00	0.0E+00	2.5E+05	1.4E+01	0.0E+00	0.0E+00	4.9E+14
1.3E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.3E+12	6.2E+13	4.6E+10	2.0E+10	0.0E+00	2.6E+14	8.0E+09	1.5E+13	4.7E+06	0.0E+00	0.0E+00	2.3E+05	2.9E-02	0.0E+00	0.0E+00	3.6E+14
2.6E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.2E+12	6.2E+13	4.4E+10	3.1E+10	0.0E+00	1.8E+14	2.6E+09	3.7E+11	4.6E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+05	1.3E-07	0.0E+00	0.0E+00	2.6E+14
5.2E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.2E+12	6.2E+13	4.1E+10	3.9E+10	0.0E+00	8.5E+13	3.4E+08	2.1E+08	1.0E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.7E+14
1.0E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.2E+12	6.2E+13	3.4E+10	3.7E+10	0.0E+00	1.9E+13	3.3E+07	7.2E+01	1.0E-03	0.0E+00	0.0E+00	4.2E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.0E+14
2.1E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.1E+12	6.2E+13	2.4E+10	2.6E+10	0.0E+00	1.0E+12	1.6E+06	8.4E-12	1.1E-05	0.0E+00	0.0E+00	6.0E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.1E+13
4.2E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	2.0E+12	6.2E+13	1.2E+10	1.3E+10	0.0E+00	2.7E+09	4.4E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+02	3.1E-168	0.0E+00	0.0E+00	7.9E+13
8.4E+06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	1.8E+12	6.2E+13	3.2E+09	3.4E+09	0.0E+00	2.0E+04	3.2E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.5E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.8E+13
1.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	1.4E+12	6.2E+13	2.1E+08	2.3E+08	0.0E+00	1.1E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.8E+13
3.4E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	8.4E+11	6.2E+13	9.2E+05	9.9E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.7E+13
6.7E+07	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+13	3.1E+11	6.1E+13	1.8E+01	1.9E+01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.5E+13
1.3E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E+13	4.3E+10	6.1E+13	6.4E-09	6.9E-09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.4E+13
2.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.1E+13	8.0E+08	6.0E+13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.1E+13
5.4E+08	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.6E+12	2.8E+05	5.7E+13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.6E+13
1.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.1E+12	3.5E-02	5.3E+13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.8E+13
2.1E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E+12	5.4E-16	4.5E+13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.6E+13
4.3E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.2E+11	0.0E+00	3.2E+13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.2E+13
8.6E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.3E+09	0.0E+00	1.7E+13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.7E+13
1.7E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.6E+05	0.0E+00	4.4E+12	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.4E+12
3.4E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.0E-02	0.0E+00	3.2E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.2E+11
6.9E+10	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.7E-16	0.0E+00	1.6E+09	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6E+09
1.4E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.2E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	4.2E+04
2.7E+11	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-05



**Gráfico 9 – Decaimento radioativo dos rejeitos de Surry. As abundâncias isotópicas podem ser usadas para se comparar com os valores de Angra.**

## **Apêndice B – Sugestão Parcial de Catálogo de Rejeitos Radiologicamente Relevantes**

Os gráficos a seguir apresentam os rejeitos classificados como mais perigosos ao longo de cinco intervalos de tempos distintos. Esses intervalos foram separados nos gráficos dentro de caixas retangulares coloridas, para melhor visualização.

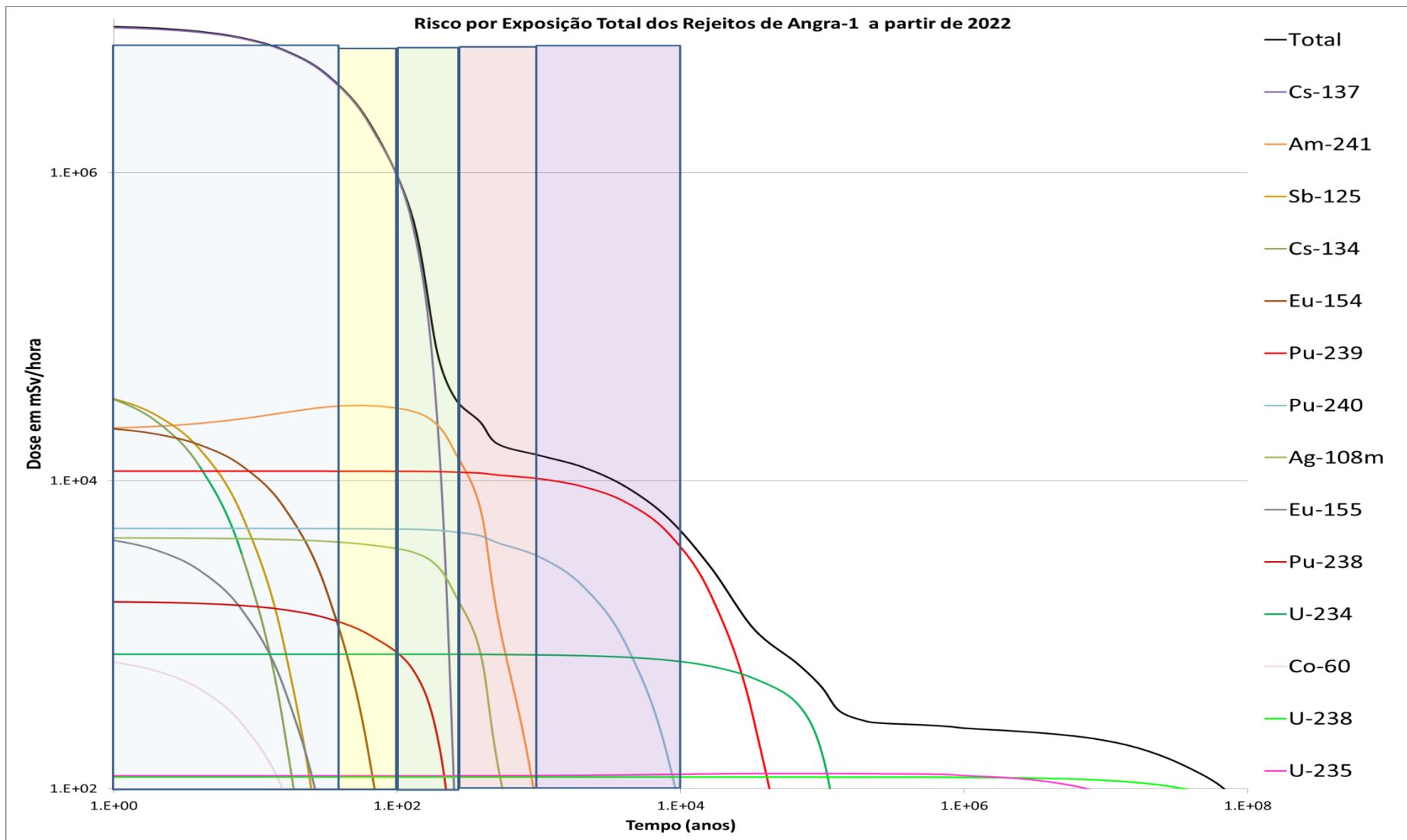
Esses gráficos são apenas uma sugestão contendo os rejeitos mais relevantes de acordo com os critérios do autor do relatório, e, portanto estão sujeitos às limitações passíveis. Informações adicionais poderiam adicionar ou remover nuclídeos destes gráficos.

A caixa azul corresponde a uma aproximação do intervalo entre 1 e 32 anos. A caixa amarela representa o intervalo entre 32 e 100 anos. A caixa verde demarca o intervalo entre 100 e 300 anos. A caixa vermelha indica o intervalo entre 300 e 1000 anos. A parte roxa pertence ao período entre 1000 e 10000 anos. As partes que não foram demarcadas correspondem ao restante do tempo, que foge do escopo deste trabalho.

Os nuclídeos estão listados na legenda na ordem dos mais relevantes para o primeiro período, referente à caixa azul. Todos os gráficos foram redimensionados para facilitar a visualização.

Em seguida, apresenta-se uma série de tabelas com os nuclídeos mais relevantes de cada usina por época e por tipo de exposição radiológica. Os nuclídeos das tabelas são organizados em ordem decrescente de relevância.

É importante destacar que a falta de acesso a informações cruciais sobre a composição e disposição dos sistemas de auxiliares de Angra proporcionou uma incerteza de aproximadamente uma ordem de grandeza no resultado das concentrações iniciais. Em particular, é bem provável que os valores para Co-60 e Fe-55 estejam subestimados por pelo menos duas ordens de grandeza, ao se comparar os resultados obtidos com aqueles de Surry.



**Gráfico 10 – Radionuclídeos mais relevantes em Angra-1 em caso de exposição direta.**

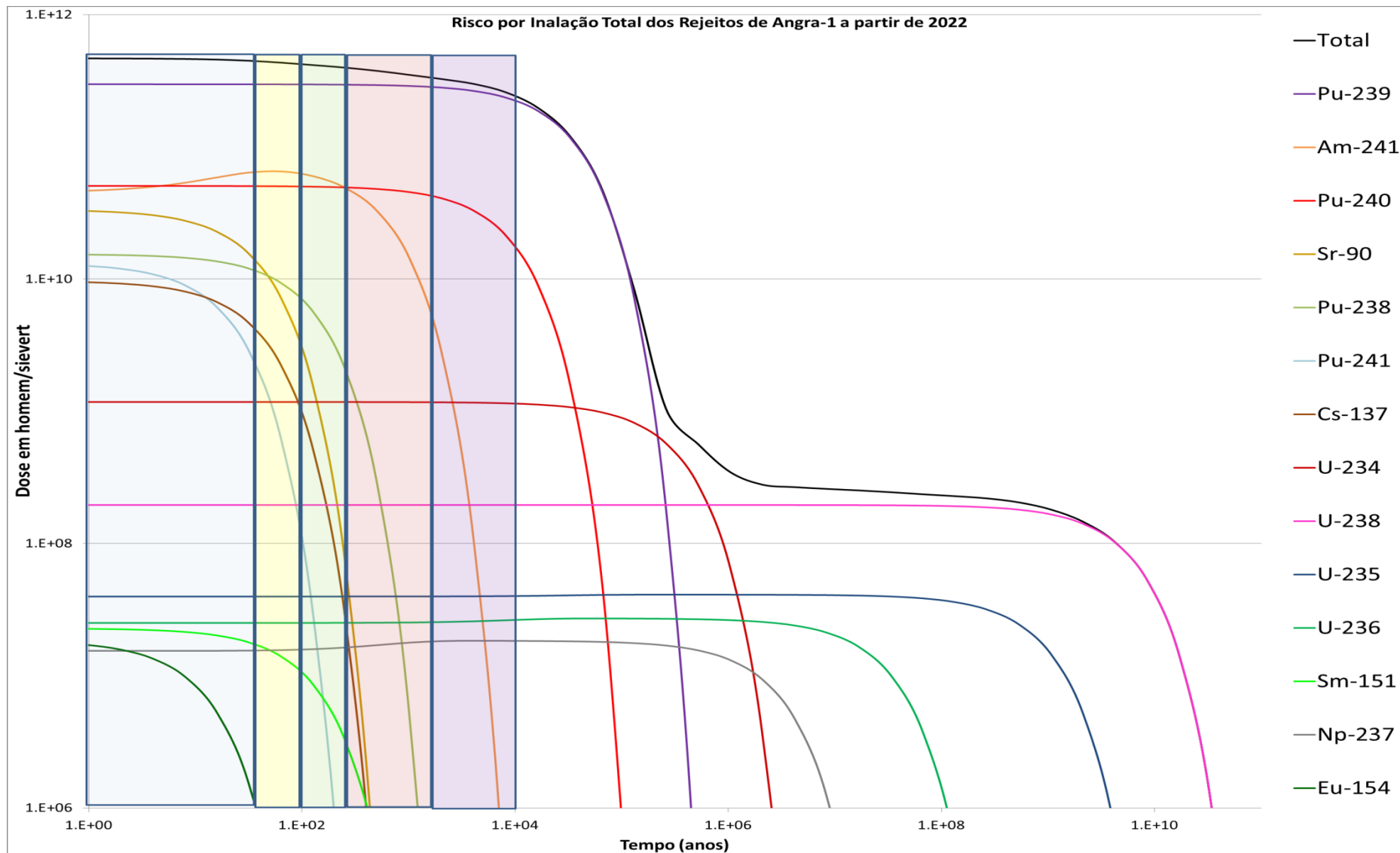
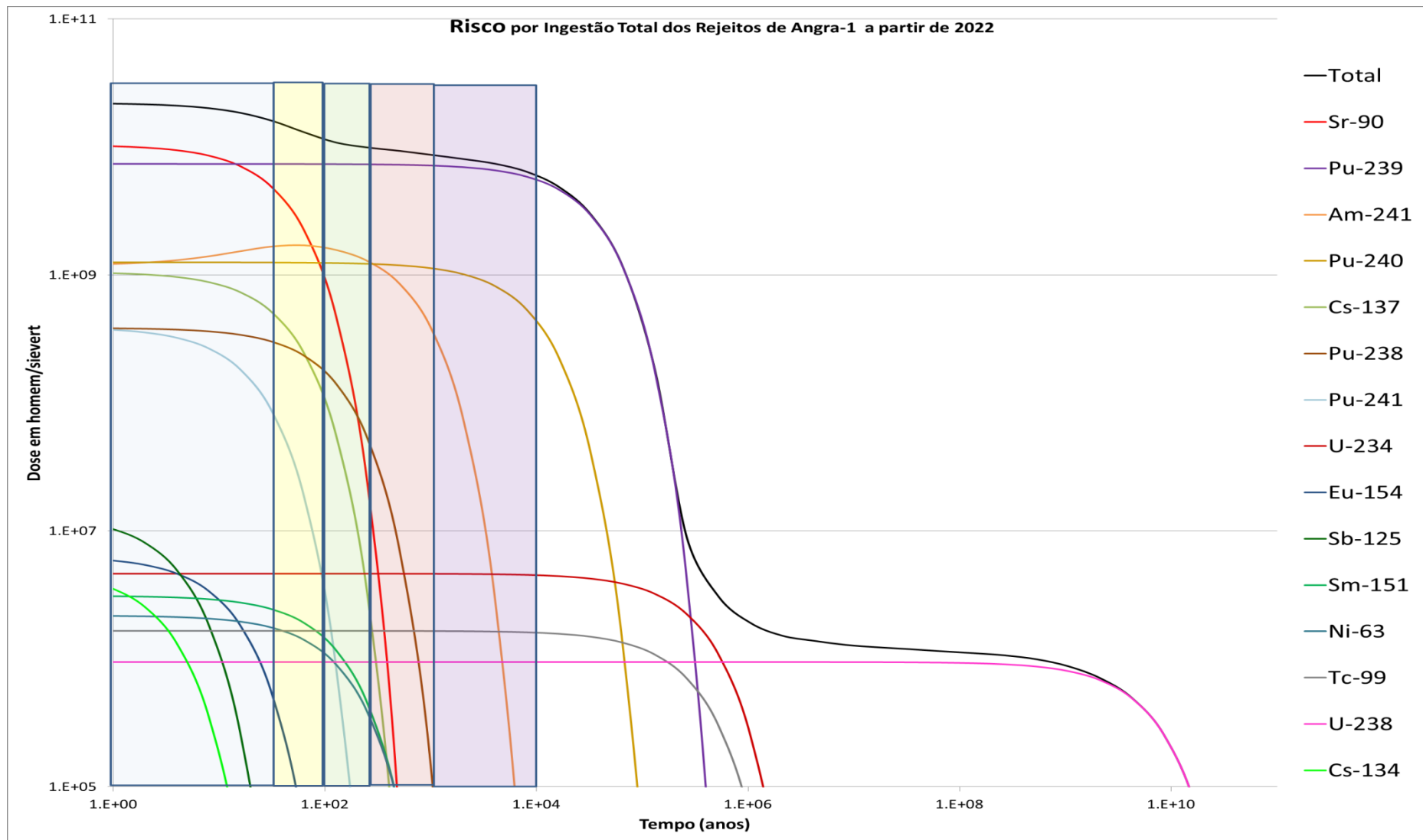


Gráfico 11 – Radionuclídeos mais relevantes em Angra-1 em caso de inalação.



**Gráfico 12 – Radionuclídeos mais relevantes em Angra-1 para o caso de ingestão.**

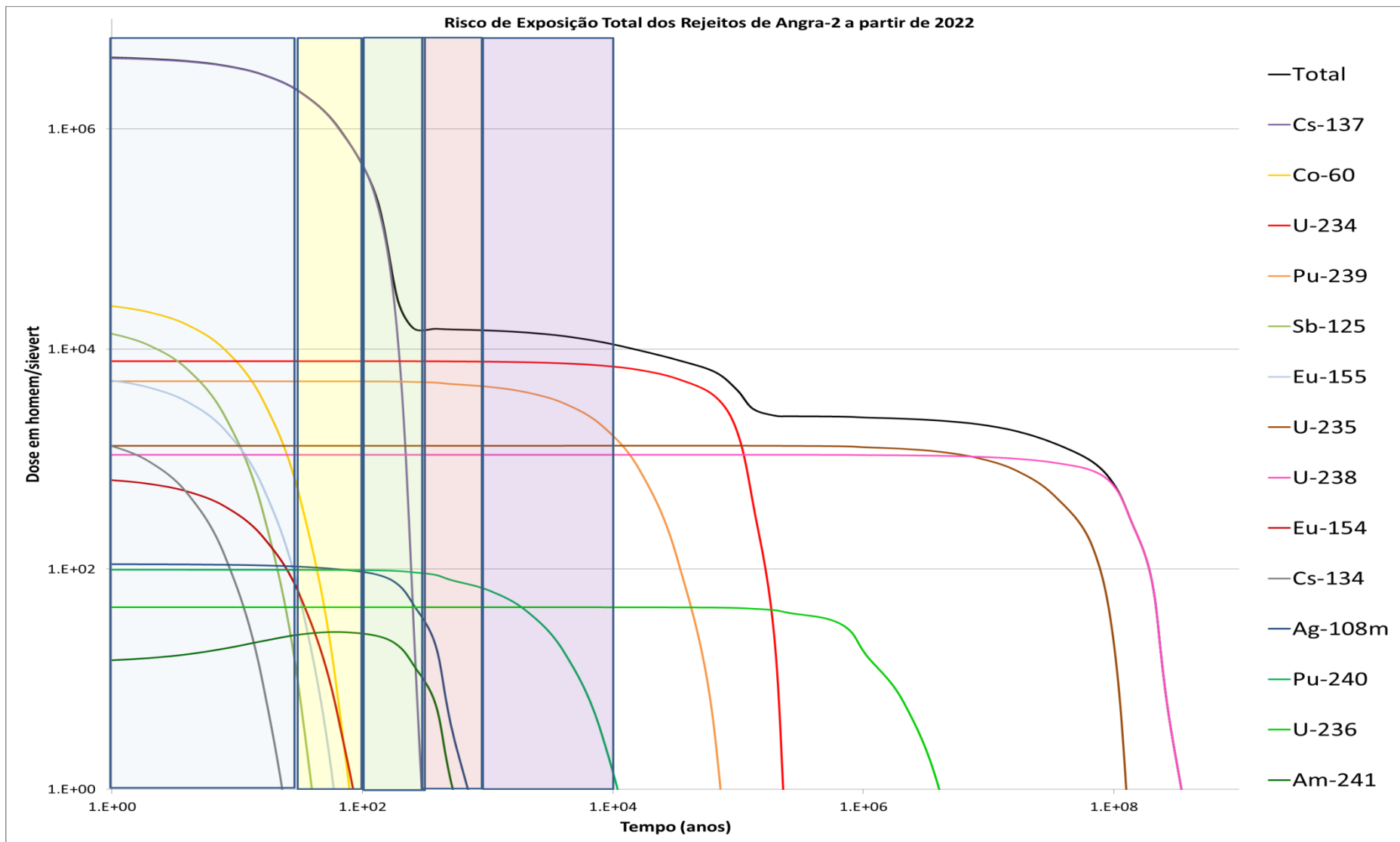
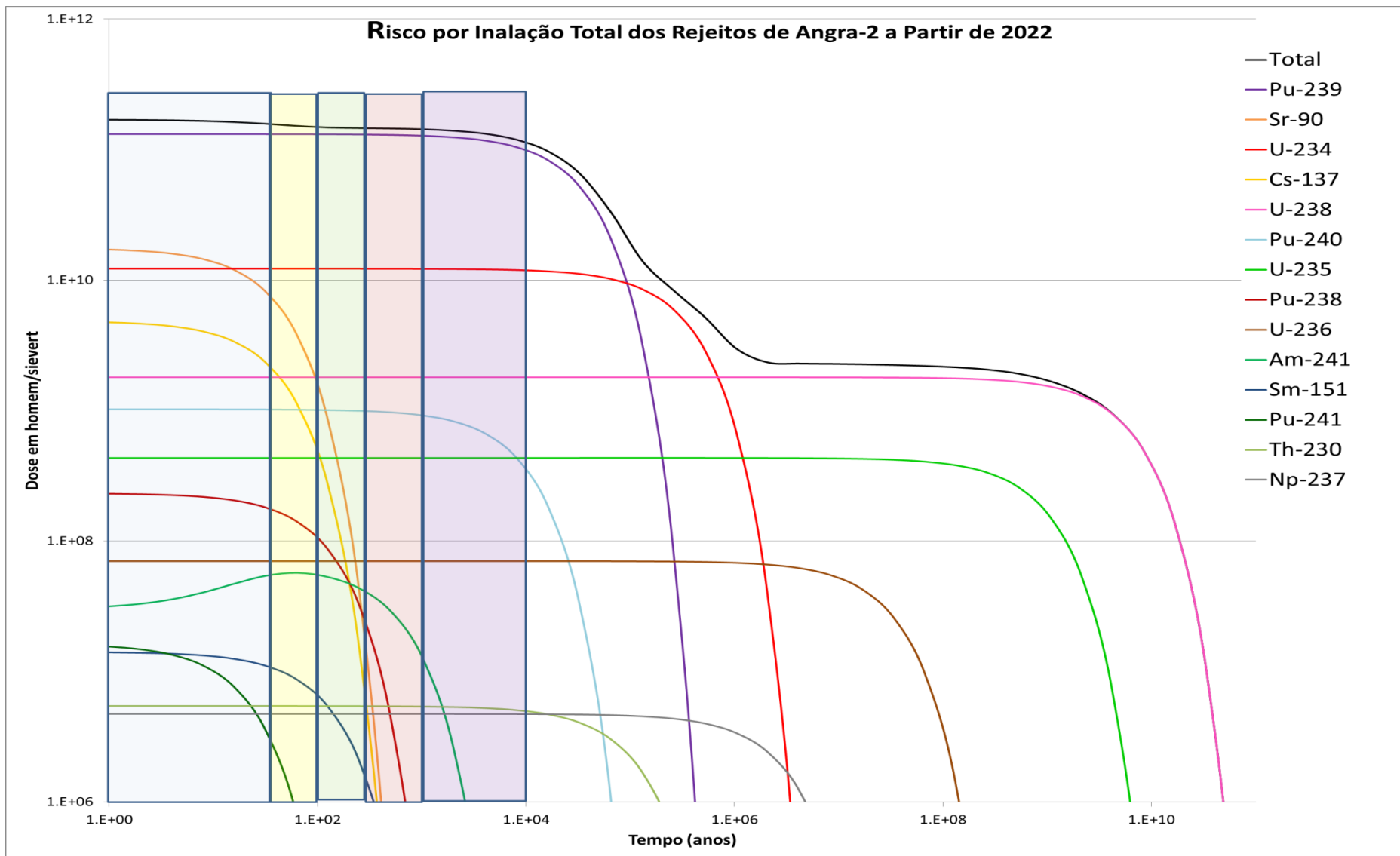


Gráfico 13 – Radionuclídeos mais relevantes em Angra-2 para o caso de exposição direta.



**Gráfico 14 – Radionuclídeos mais relevantes em Angra-2 para o caso de inalação.**

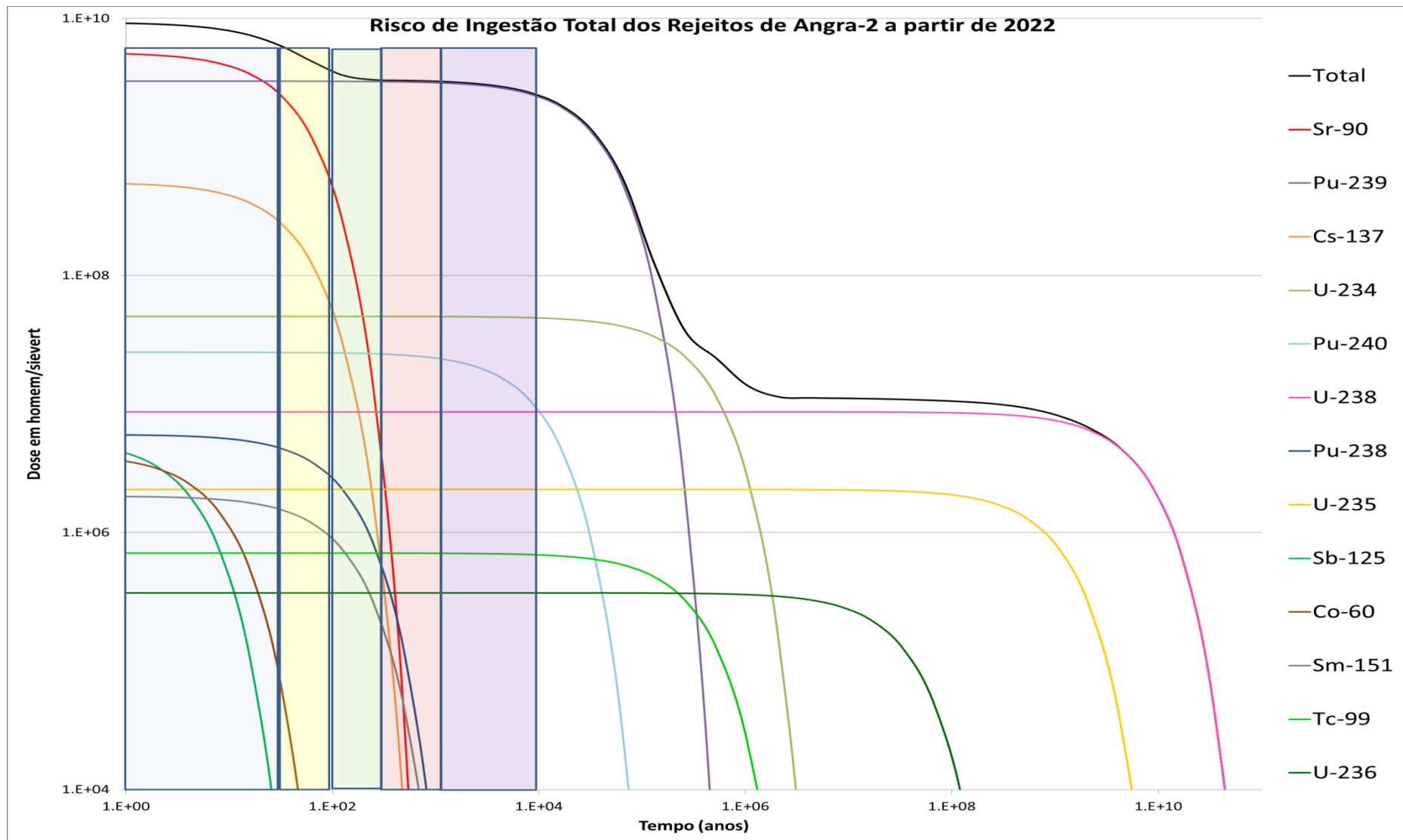


Gráfico 15 – Radionuclídeos mais relevantes em Angra-2 para o caso de ingestão.



Tabela 10 - Relevância Radiológica dos Radionuclídeos por via de exposição na usina Angra-2

Exposição Direta					Inalação										Ingestão																
1-32 anos		32-100 anos		100-300 anos		300-1000 anos		1000-10000 anos		1-32 anos		32-100 anos		100-300 anos		300-1000 anos		1000-10000 anos		1-32 anos		32-100 anos		100-300 anos		300-1000 anos		1000-10000 anos			
Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo	Relevância	Nuclídeo		
1	Cs-137	1	Cs-137	1	Cs-137	1	U-234	1	U-234	1	Pu-239	1	Pu-239	1	Pu-239	1	Pu-239	1	Sr-90	1	Pu-239	1	Pu-239	1	Pu-239	1	Pu-239	1	Pu-239		
2	Co 60	2	U-234	2	U-234	2	Pu-239	2	Pu-239	2	Sr-90	2	U-234	2	U-234	2	U-234	2	Pu-239	2	Sr-90	2	Sr-90	2	U-234	2	U-234	2	U-234		
3	U234	3	Pu-239	3	Pu-239	3	U-235	3	U-235	3	U-234	3	Sr-90	3	U-238	3	U-238	3	U-238	3	Cs-137	3	Cs-137	3	U-234	3	Pu-240	3	Pu-240		
4	Pu-239	4	U-235	4	U-235	4	U-238	4	U-238	4	Cs-137	4	U-238	4	Pu-240	4	Pu-240	4	Pu-240	4	U-234	4	U-234	4	Pu-240	4	U-238	4	U-238		
5	Sb-125	5	U-238	5	U-238	5	Pu-240	5	U-236	5	U-238	5	Pu-240	5	U-235	5	U-235	5	U-235	5	Pu-240	5	Pu-240	5	Cs-137	5	U-235	5	U-235		
6	Eu-155	6	Pu-240	6	Pu-240	6	U-236	6	Pu-240	6	Pu-240	6	Cs-137	6	Sr-90	6	U-236	6	U-236	6	U-238	6	U-238	6	U-238	6	U-238	6	Am-241	6	Tc-99
7	U-235	7	Ag-108m	7	Ag-108m	7	Np-237	7	Np-237	7	U-235	7	U-235	7	U-236	7	Am-241	7	Th-230	7	Pu-238	7	Pu-238	7	U-235	7	Tc-99	7	U-236		
8	U-238	8	U-236	8	U-236	8	Sn-126	8	Sn-126	8	Pu-238	8	Pu-238	8	Cs-137	8	Th-230	8	Np-237	8	U-235	8	U-235	8	Pu-238	8	U-236	8	Th-230		
9	Eu-154	9	Am-241	9	Am-241	9	Ag-108m	9	U-236	9	U-236	9	Pu-238	9	Np-237	9	Am-241	9	Sb-125	9	Am-241	9	Am-241	9	Am-241	9	Pu-238	9	Np-237		
10	Cs-134	10	Co-60	10	Np-237	10	Am-241	10	Am-241	10	Am-241	10	Am-241	10	Pu-238	10	Pu-238	10	Co-60	10	Sm-151	10	Tc-99	10	Th-230	10	Th-230	10	Sn-126		
11	Ag-108m	11	Sm-151	11	Sn-126	11	Sn-151	11	Sm-151	11	Sm-151	11	Th-230	11	Tc-99	11	Zr-93	11	Sm-151	11	Tc-99	11	Sm-151m	11	Np-237	11	Np-237	11	Am-241		
12	Pu-240	12	Pu-238	12	Sm-151	12	Pu-241	12	Th-230	12	Np-237	12	Sm-151	12	U-233	12	Am-241	12	U-236	12	U-236	12	U-236	12	Sr-90	12	Zr-93	12	Zr-93		
13	U-236	13	Eu-154	13	Pu-238	13	Th-230	13	Np-237	13	Sm-151	13	Sr-90	13	Cs-135	13	Tc-99	13	Th-230	13	Np-237	13	Sm-151	13	Sm-151	13	I-129	13	I-129		
14	Sm-151	14	Np-237	14	Np-237	14	Np-237	14	Pu-241	14	Tc-99	14	Cs-137	14	Sn-126	14	U-236	14	Np-237	14	Th-230	14	Th-230	14	Sn-126	14	Cs-135	14	Cs-135		
15	Pu-238	15	Sn-126	15	Sn-126	15	Eu-155	15	Tc-99	15	Zr-93	15	Zr-93	15	Zr-93	15	Se-79	15	Pu-241	15	Pu-241	15	Sn-126	15	Zr-93	15	Se-79	15	Se-79		
16	Am-241	16	Eu-155	16	Eu-155	16	Co-60	16	Sn-121m	16	Ag-108m	16	Cs-135	16	I-129	16	Eu-155	16	Sn-126	16	Zr-93	16	Zr-93	16	Cs-137	16	U-233	16	U-233		
17	Np-237	17	Sb-125	17	Sb-125	17	Sb-125	17	Zr-93	17	Cs-135	17	Sn-126	17	Ag-108m	17	Eu-154	17	Ni-63	17	Ni-63	17	Ni-63	17	I-129	17	Ag-108m	17	Ag-108m		
18	Sn-126	18	Tc-99	18	Tc-99	18	Tc-99	18	Ag-108m	18	Sn-126	18	Ag-108m	18	C-14	18	Th-230	18	Sn-121m	18	I-129	18	I-129	18	Cs-135	18	Cs-135	18	Ni-59		
19		19	Eu-154	19	Cs-135	19	Sn-121m	19	Sn-121m	19	U-233	19	U-233	19	Pu-242	19	Np-237	19	Zr-93	19	Cs-135	19	Ag-108m	19	Ag-108m	19	C-14	19	C-14		
20		20	H-3	20	Sn-126	20	Ni-63	20	Ni-63	20	Se-79	20	Se-79	20	Ni-59	20	Cs-134	20	Ag-108m	20	Ag-108m	20	Ag-108m	20	Se-79	20	Pd-107	20	Pd-107		
21		21	Cs-134	21	Ni-63	21	U-233	21	U-233	21	I-129	21	I-129	21	Pd-107	21	Ni-63	21	I-129	21	Ni-63	21	Sn-121m	21	Ni-63	21	Pu-238	21	Pu-238		
22		22	Sn-121m	22	Co-60	22	Pu-241	22	Pu-241	22	Ni-63	22	Ni-63	22	Pu-238	22	Sn-126	22	Co-60	22	Co-60	22	Se-79	22	U-233	22	Sm-151	22	Sm-151		
23		23	Zr-93	23	H-3	23	Se-79	23	Se-79	23	Sn-121m	23	Sn-121m	23	Sm-151	23	Sn-121m	23	Cs-135	23	Pu-241	23	Sn-121m	23	Sn-121m	23	Pu-242	23	Pu-242		
24		24	Ag-108m	24	Eu-154	24	I-129	24	I-129	24	C-14	24	C-14	24	Ni-63	24	H-3	24	Eu-154	24	U-233	24	U-233	24	Ni-59	24	Ni-59	24	Ni-63		
25		25	Cs-135	25	Eu-155	25	C-14	25	C-14	25	Pu-242	25	Pu-242	25	Am-243	25	Zr-93	25	Se-79	25	Ni-59	25	Ni-59	25	C-14	25	C-14	25	C-14		
26		26	Sn-126	26	U-233	26	Pu-242	26	Pu-242	26	Ni-59	26	Ni-59	26		26	Ag-108m	26	H-3	26	H-3	26	C-14	26	Pd-107	26	Pd-107	26	Pd-107		
27		27	Ni-63	27	Se-79	27	Se-79	27	Se-79	27	Ni-59	27	Ni-59	27	Pd-107	27	I-129	27	Eu-155	27	Pd-107	27	Pd-107	27	Pu-242	27	Pu-242	27	Pu-242		
28		28	Fe-55	28	I-129	28	Pd-107	28	Pd-107	28	Pu-241	28	Pu-241	28		28	Fe-55	28	Ni-59	28	H-3	28	H-3	28	H-3	28	H-3	28	H-3		
29		29	U-233	29	C-14	29	H-3	29	H-3	29	Am-243	29	Am-243	29		29	Cs-135	29	U-233	29	U-233	29	U-233	29	Eu-154	29	Eu-154	29	Eu-154		
30		30	Se-79	30	Pu-242	30	Eu-154	30	Eu-154	30	Eu-154	30	Eu-154	30		30	Se-79	30	C-14	30	C-14	30	Pu-242	30	Pu-242	30	Pu-242	30	Pu-242		
31		31	I-129	31	Ni-59	31	Am-243	31	Am-243	31	Am-243	31	Am-243	31		31	Ni-59	31	Sb-125	31	Co-60	31	Co-60	31	Co-60	31	Co-60	31	Co-60		
32		32	C-14	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107	32		32	C-14	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107	32	Pd-107		
33		33	Pu-242	33	Sb-125	33	Sb-125	33	Sb-125	33	Sb-125	33	Sb-125	33		33	U-233	33	Pu-242	33	Pu-242	33	Pu-242	33	Pu-242	33	Pu-242	33	Pu-242		
34		34	Ni-59	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134	34		34	Pd-107	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134	34	Cs-134		
35		35	Pd-107	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55	35		35	Pu-242	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55	35	Fe-55		
36		36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36		36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243	36	Am-243		