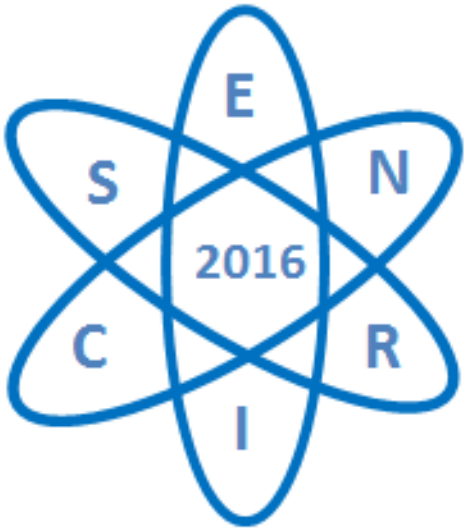


ANAIS DA TERCEIRA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES

III SENCIR

SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES

TERCEIRA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES

Belo Horizonte, 4 a 6 de outubro de 2016

Universidade Federal de Minas Gerais

Escola de Engenharia

Realização:

Departamento de Engenharia Nuclear

Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
www.sencir.nuclear.ufmg.br

sencir@nuclear.ufmg.br

Patrocínio:

PATROCÍNIO:

Apoio:

T315a Terceira Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações (3.: 2016: Belo Horizonte, MG)
Anais da terceira semana de engenharia nuclear e ciências das radiações : SENCIR 2016: 4 a 6 de outubro de 2016 / Comitê Técnico Científico : Ângela Fortini ...[et al.] ; Antonella Lombardi Costa (Coord.). – Belo Horizonte, MG : UFMG, Escola de Engenharia, 2016.
524 p.: il.

Realização: Departamento de Engenharia Nuclear / Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares.

Inclui bibliografias.

1. Engenharia nuclear - Congressos. 2. Radiação - Congressos. I. Fortini, Ângela. II. Costa, Antonella Lombardi. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(063)

Ficha elaborada pelo Setor de Processamento Técnico da EE/UFMG

APRESENTAÇÃO

A Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações é um evento bienal e tem como foco, além da divulgação das atividades desenvolvidas no Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares (PCTN) da UFMG, o mercado de trabalho nas áreas que envolvem engenharia nuclear e da energia e aplicações das radiações em geral nos setores energético, ambiental, médico, social e científico. O evento é organizado pelo PCTN e pelo Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG. Além de professores do PCTN da UFMG, a III SENCIR conta com palestrantes de instituições e empresas de grande destaque nacional e internacional como AMAZUL, CDTN/CNEN, CEFET-MG, Eletronuclear, INB, PRO-RAD e Westinghouse.

A sessão de pôsteres para apresentações de trabalhos e planos de pesquisa, destacando sua importância para a divulgação, andamento e troca de experiências de trabalhos nas áreas específicas do evento entre alunos, pesquisadores e professores, é um momento especial desta semana.

Certos de que será um ótimo evento, damos boas vindas a todos os participantes!

Atenciosamente,

Os Organizadores da III SENCIR.

COMITÊ TÉCNICO-CIENTÍFICO

Ângela Fortini
Antonella Lombardi Costa
Arnaldo Prata Mourão Filho
Arno Heeren de Oliveira
Carlos Eduardo Velasquez Cabrera
Clarysson Alberto Mello da Silva
Claubia Pereira
Danilo Chagas Vasconcelos
Fabiano Cardoso da Silva
Fernando Pereira de Faria
Janine Muniz Toledo
Luiz Oliveira de Faria
Marcos Eugênio Silva Abrantes
Maria Ângela de Barros Correia Menezes
Maria Auxiliadora Fortini Veloso
Maria do Socorro Nogueira
Patrícia Amélia de Lima Reis
Ricardo Brant Pinheiro
Talita de Oliveira Santos
Tarcísio Passos Ribeiro de Campos
Thaís Melo Mendes
Thiago César de Oliveira

ASSISTENTES

Aline dos Santos Silva
Nanci Maria Afonso
Thales de Bessa Marques dos Santos

AGRADECIMENTOS

Primeiramente, gostaria de agradecer à Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais por apoiar a realização da III Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações e ceder a infraestrutura necessária para a realização do evento.

Agradeço pelo apoio dos Assistentes e pelo esforço do Comitê Técnico-Científico que contribuíram para que a III SENCIR se tornasse realidade; particularmente pela árdua tarefa de revisão dos cerca de 80 trabalhos publicados neste documento, colaborando para a boa qualidade dos papers com sugestões valiosas e compartilhando seus conhecimentos. Além do Comitê Técnico-Científico, agradeço também aos professores e pesquisadores da UFMG e de outras instituições de ensino e pesquisa que aceitaram o convite para a avaliação de trabalhos na sessão de pôsteres.

Aos palestrantes que se dispuseram a contribuir com o nosso evento enriquecendo-o com suas experiências pessoais e/ou institucionais.

Às agências de fomento que apoiam a maior parte das pesquisas divulgadas neste documento, particularmente àquelas que também patrocinam a III SENCIR sendo elas: a Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior, CAPES, a Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais, FAPEMIG, e o Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico, CNPq.

A todos os participantes, meus sinceros agradecimentos, na certeza de que nossos esforços contribuíram para a divulgação e circulação do conhecimento científico na sociedade.

Profª Antonella Lombardi Costa

Coordenadora Geral da III SENCIR

SUMÁRIO

PROGRAMAÇÃO **19**

TRABALHOS PUBLICADOS:

APLICAÇÕES DAS RADIAÇÕES **21**

AP-01 - USE OF METHODS OF ANALYSIS FOR THE CHEMICAL AND STRUCTURAL CHARACTERIZATRION OF ZINC COMPOUNDS IN A FERROUS MATERIAL FROM AN ELETRIC ARC FURNACE..... 23

AP-02 - ^{222}Rn DETERMINATION IN WATER SAMPLES USING LIQUID SCINTILLATION SPECTROMETRY WITH DIFFERENT COCKTAILS.....30

AP-03 - CARACTERIZAÇÃO DE NANOCOMPÓSITOS DE PVDF/MWCNT/ZrO_2 APÓS EXPOSIÇÃO À RADIAÇÃO GAMA.....37

AP-05 - ESTUDO DOS ELEMENTOS TERRAS RARAS NO ENTORNO DA MINA OSAMU UTSUMI, INB-CALDAS, MG.....44

AP-06 - DETERMINAÇÃO DE ELEMENTOS EM GRÃOS DE MILHO: USO DA TÉCNICA DE ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA.....50

AP-07 - A IMPORTÂNCIA DA FÍSICA NUCLEAR PARA A MEDICINA 55

AP-08 - DETERMINAÇÃO DE ZINCO EM SUPLEMENTOS NUTRICIONAIS.....60

AP-09 - AVALIAÇÃO A PARTIR DA ANÁLISE DE VARIÂNCIA DA POLUIÇÃO ATMOSFÉRICA DE MP10 EM PONTOS DA REGIÃO METROPOLITANA DE BELO HORIZONTE …… 66

AP-10 - ASPECTOS DE UM SISTEMA MECÂNICO DE IMPLANTES DE SEMENTES RADIOATIVAS E DE OBJETO ANATÔMICO SIMULADOR PARA TESTES EM BRAQUITERAPIA DE PRÓSTATA .....……..... 72

AP-11 - ESTUDO DA RESPOSTA DE UMA PLACA DE RADIOGRAFIA COMPUTADORIZADA PARA A GERAÇÃO DE MAMOGRAMAS..…….. 78

AP-12 - ÁNALISES DE MULTI-ISÓTOPOS PARA CONTROLE DE QUALIDADE: ÁCIDO TARTÁRICO ….....……84

AP-13 - O USO DO RADÔNIO COMO TRAÇADOR PARA IDENTIFICAÇÃO DE SEÇÕES DE DESCARGA DO AQUÍFERO NA BACIA DE JUATUBA, MG 90

AP-15 - DETERMINAÇÃO DE POROSIDADE EM SUPORTES PARA MEMBRANAS CERÂMICAS DE DIÓXIDO DE TITÂNIO RUTILO POR ESPECTROSCOPIA GAMA 97

AP-16 - ANÁLISE DA RESPOSTA DE MÉTODOS DE CARACTERIZAÇÃO DE ELEMENTOS TERRAS RARAS DAS AREIAS MONAZÍTICAS DE PRAIAS DE GUARAPARI 102

AP-17 - ANÁLISE DE PLANEJAMENTOS EM PHANTOM DE MAMA POR TRÊS DISTINTOS SISTEMAS RADIOTERÁPICOS 109

AP-18 - VARIAÇÃO DO PERFIL DE DOSE EM VARREDURA DE TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA DE CABEÇA COM TENSÃO DE 80 kV 115

AP-19 - VALIDAÇÃO DA MODELAGEM COMPUTACIONAL DO FANTOMA DE CABEÇA DO LABORATÓRIO DE DOSIMETRIA INTERNA – LDI/CDTN PARA MONITORAÇÃO DA CONTAMINAÇÃO INTERNA.....121

AP-20 - AVALIAÇÕES EM ALTERAÇÕES NA CONCENTRAÇÃO DE METAIS EM TECIDOS IRRADIADOS *IN VIVO*.....127

AP-21 - APLICAÇÃO DAS ESFERAS HIDROGEIS DE FERRO-PVA NO TRATAMENTO DE REJEITOS LÍQUIDOS CONTENDO URÂNIO.....133

AP-22 - ESTUDO COMPARATIVO DE DOSIMETRIA EM OBJETO SIMULADOR DE CABEÇA DE RECÉM-NASCIDO PARA VARREDURAS DE TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA 139

AP-23 - ANÁLISE LIPÍDICA ATRAVÉS DE DESI-MS – UMA REVISÃO DOS EFEITOS DA RADIAÇÃO GAMA NO PERFIL LIPÍDICO EM TECIDOS BIOLÓGICOS 145

AP-24 - AVALIAÇÃO DE VARREDURAS DE TC DE TÓRAX DE PACIENTE ADULTO E PEDIÁTRICO UTILIZANDO OBJETOS SIMULADORES 151

AR-25 - ESTUDO COMPARATIVO DE METODOLOGIAS PARA A DETERMINAÇÃO DE ^{226}RA E ^{228}RA EM AMOSTRAS SÓLIDAS AMBIENTAIS ……..…….……..……..157

AP-26 - ANÁLISE DE PLANEJAMENTOS DAS TÉCNICAS FIELD-IN-FIELD E CONFORMACIONAL 3D EM CAMPOS PARALELOS E OPOSTOS NA RADIOTERAPIA DE MAMA 163

AP-27 - USO DO RADÔNIO COMO INDICADOR DE CONTAMINAÇÃO POR NAPLs.....169

AP-28 - NANOESTRUTURAÇÃO SOL-GEL DO ÓXIDO PRECURSOR MISTO DE U/Gd E SEU USO NA FABRICAÇÃO DE PASTILHAS DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR (U,0-10%Gd)O_2 175

AP-29 - PROCEDIMENTO PARA REDUÇÃO ÀS EXPOSIÇÕES OCUPACIONAIS E DE INDIVÍDUOS DO PÚBLICO EM ENSAIOS NÃO DESTRUTIVOS COM UTILIZAÇÃO DE FONTES RADIOATIVAS.....181

AP-30 - PRODUÇÃO DE NANOPARTÍCULAS DE HA(^{64}Cu-^{32}P) COMO UM POTENCIAL AGENTE TERANÓSTICO PARA OSTEOSSARCOMA.....187

AP-31 - ESPECTROSCOPIA DE MATERIAIS POLIMÉRICOS: ESTUDO COMPARATIVO DE SETUPS ……..193

AP-32 - ESTUDO DE ATENUAÇÃO DOS COMPÓSITOS POLIMÉRICOS: P(VDF-TRFE):LA_2O_3 e P(VDF-TRFE):Al_2O_3 ……..….200

AP-33 - ESTUDO DE COMPÓSITOS COM METAIS ATENUADORES E NANOTUBO DE CARBONO IRRADIADOS A ALTAS DOSES.....207

AP-34 - DETERMINAÇÃO E ANÁLISE DAS FONTES DE INCERTEZA ASSOCIADAS AO CONTROLE DE QUALIDADE DO DOSÍMETRO CLÍNICO UTILIZADO EM RADIOTERAPIA 213

AP-35 - PHYSICAL DISTRIBUTION AND RADIOLOGICAL CONTRAST OF CEMENTS IMPLANTED *IN VITRO* VERTEBRAE 219

AP-37 - FATORES DE EQUILÍBRIO E DOSES EM MINAS SUBTERRÂNEAS BRASILEIRAS 225

AP-39 - AQUISIÇÃO E ANÁLISE QUANTITATIVA DE IMAGENS MICROPET EM CAMUNDONGOS SADIOS UTILIZANDO O RADIOFÁRMACO ^{11}C-METIONINA 231

AP-40 - BACKGROUND RADIOATIVO DO GRANITO MADEIRA, NORTE DO AMAZONAS ...237

AP-41 - AVALIAÇÃO E AJUSTE DO CAMPO MAGNÉTICO DO ELETROÍMÃ DE UM ACELERADOR DE PRÓTONS USANDO O SOFTWARE CST 244

AP-42 - ESTUDO PRELIMINAR DA DETERMINAÇÃO DA GLANDULARIDADE DE MAMAS DE PACIENTES SUBMETIDAS A EXAMES DE MAMOGRAFIA DIGITAL 251

AP-43 - AVALIAÇÃO DO RISCO EM RADIOTERAPIA: ESTUDO DE CASO 256

AP-44 - BIOMONITORAÇÃO DA POLUIÇÃO ATMOSFÉRICA NA REGIÃO DA PAMPULHA UTILIZANDO LIQUENS COMO INDICADORES DA QUALIDADE DO AR 263

INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR 267

IN-01 - SISTEMA DE AQUISIÇÃO E TRATAMENTO DE DADOS PARA MANIPULADOR ROBÓTICO EM ATIVIDADES COM RADIAÇÃO 269

IN-02 - DETECTORES NUCLEARES DE TRAÇÃO EM ESTADO SÓLIDO PARA PARTÍCULAS ALFA NA TERAPIA DE CAPTURA DE NÊUTRONS PELO BORO-10 275

IN-03 - ESTUDO E CARACTERIZAÇÃO DE DETECTORES CERÂMICOS DO TIPO α-Al_2O_3 PRODUZIDOS NO CDTN 282

IN-04 - CALIBRAÇÃO DE DETECTORES CR-39 PARA DETERMINAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE RADÔNIO NO AR 288

IN-05 - PROTEÇÃO RADIOLÓGICA EM MINERADORAS NORM.....294

IN-06 - COMPARAÇÃO DA RESPOSTA DIRECIONAL DO IDENTIFICADOR MICRO DETECTIVE ORTEC, TIPO N COM O DETECTOR SPIR ID NAI (TI) 301

ENGENHARIA NUCLEAR 309

EN-01 - ANÁLISE DOS PARÂMETROS DE SOLDAGEM EM LIGAS DE ZIRCÔNIO 311

EN-02 - ANÁLISE DE INSTABILIDADES EM REATORES A ÁGUA FERVENTE – CÁLCULO DOS PARÂMETROS DECAY RATIO E FREQUÊNCIA NATURAL 317

EN-03 - THERMAL-HYDRAULIC MODELLING AND STADE STATY ANALYSIS OF A LS-VHTR REACTOR 323

EN-04 - ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO REATOR HTTR UTILIZANDO O CÓDIGO RELAP5 330

EN-05 - AVALIAÇÃO DE DIFERENTES CONFIGURAÇÕES DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS CONTENDO VARETAS ANULARES 337

EN-06 - AVALIAÇÃO DOSIMÉTRICA PARA O TESTE DE *SIPPING* NO REATOR TRIGA IPR-R1 UTILIZANDO O CÓDIGO DE MONTE CARLO MCNPX.....343

EN-07 - USO DE TÉCNICAS DE ENGENHARIA DE CONFIABILIDADE NA AVALIAÇÃO DE RISCO E SEGURANÇA DE CENTRAIS NUCLEARES 349

EN-08 - INVESTIGAÇÃO NUMÉRICA DO EFEITO QUEBRA SIFÃO EM UM REATOR NUCLEAR DE PESQUISA 355

EN-09 - PROPOSTA DE DESENVOLVIMENTO DE BRAÇO MANIPULADOR MECÂNICO PARA ATIVIDADES COM RADIAÇÃO 361

EN-10 - ESTUDO DO EFEITO DO BORO NA REATIVIDADE DO REATOR NUCLEAR DE PESQUISA TRIGA IPR-R1 367

EN-11 - DESENVOLVIMENTO DE CÓDIGO TERMO-HIDRÁULICO PARA ANÁLISE DO FENÔMENO DE REMOLHAMENTO EM CIRCUITO EXPERIMENTAL REPRESENTATIVO DOS CANAIS DE REATORES DO TIPO PWR 373

EN-12 - METODOLOGIA PARA VERIFICAÇÃO DA INTEGRIDADE DOS ELEMENTOS DE COMBUSTIVEL TIPO TRIGA MARK I DA GENERAL ATOMICS 379

EN-13 - ANÁLISE COMPARATIVA DA UTILIZAÇÃO DE ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA NO LICENCIAMENTO DE CENTRAIS NUCLEARES EM ÂMBITO NACIONAL E MUNDIAL 385

EN-14 - INVESTIGAÇÃO EXPERIMENTAL DO ESCOAMENTO DE ÁGUA À JUSANTE DA GRADE ESPAÇADORA DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL NUCLEAR DE REATOR PWR...391

EN-15 - ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DE UM SISTEMA DO TIPO ADS 397

EN-16 - INVESTIGAÇÃO EXPERIMENTAL DO MODELO EM ESCALA DA CAMADA DE ÁGUA QUENTE DO REATOR MULTIPROPÓSITO BRASILEIRO 403

EN-17 - OPENFOAM SIMULATION: MULTIPHASE FLOW USING INTERFOAM 409

EN-18 - PROPOSTA DE INVESTIGAÇÃO EXPERIMENTAL DO DESEMPENHO TERMO-HIDRÁULICO DE NANOFLUIDOS NA REFRIGERAÇÃO DE REATORES NUCLEARES À ÁGUA LEVE 415

EN-20 - ANÁLISE NEUTRÔNICA DE ELEMENTOS DE UM REATOR PWR COM COMBUSTÍVEL REPROCESSADO E TÓRIO.....421

EN-21 - UMA ABORDAGEM HISTÓRICA DOS REATORES RÁPIDOS E O DESENVOLVIMENTO DO MODELO GFR NO SÉCULO XXI 427

EN-22 - NUCLEAR FUEL REPROCESSING OPTIONS 434

EN-23 - AVALIAÇÃO DA POSSIBILIDADE DE UTILIZAÇÃO DAS REDES NEURAIS SOM, BAYESIANAS E ELMAN PARA OTIMIZAÇÃO DE RECARGA EM UM REATOR PWR 439

EN-24 - ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DE PARÂMETROS DA ROCHA NO PERFIL DE TEMPERATURA DA SUPERFÍCIE DO CANISTER EM REPOSITÓRIOS GEOLÓGICOS.....444

EN-25 - ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DO REVESTIMENTO NA ATENUAÇÃO DO PERFIL DE DECAIMENTO DE CALOR DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR QUEIMADO DISPOSTO EM PISCINA DE RESFRIAMENTO 450

EN-27 - ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DE ACTINÍDEOS MAIORES E MENORES EM COMBUSTÍVEIS NUCLEARES IRRADIADOS 456

EN-29 - VALIDAÇÃO DA METODOLOGIA DE GERAÇÃO DE SEÇÕES DE CHOQUE NO FORMATO NEMTAB 463

ENGENHARIA DA ENERGIA 469

EE-01 - ANÁLISE EXERGÉTICA DO PROCESSO DE PRÉ-TRATAMENTO DO ÓLEO DE SOJA PARA A PRODUÇÃO DE BIODIESEL ATRAVÉS DA REAÇÃO DE TRANSESTERIFICAÇÃO ..471

EE-02 - ESTUDO DAS POTENCIALIDADES ENERGÉTICAS VISANDO ELABORAÇÃO DE UMA MATRIZ ELÉTRICA TERRITORIAL PARA O ESTADO DE MINAS GERAIS 477

EE-03 - PRODUÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA A PARTIR DA QUEIMA DO BAGAÇO DE CANA-DE-AÇÚCAR 484

EE-04 - INSTALAÇÃO DE USINAS SOLARES FOTOVOLTAICAS NAS ÁREAS DE BARRAGENS DO MUNICÍPIO DE ITABIRA 490

EE-05 - AVALIAÇÃO DO USO DO CARVÃO VEGETAL NA PRODUÇÃO DE FERRO GUSA NO SETOR INDEPENDENTE DE MINAS GERAIS PARA MITIGAÇÃO DE GÁS DE EFEITO ESTUFA 497

EE-06 - SIMULAÇÃO DA POTÊNCIA DE TURBINAS EÓLICAS DE EIXO HORIZONTAL 503

EE-07 - ANÁLISE EXERGÉTICA DA PRODUÇÃO AGRÍCOLA DO CAPIM ELEFANTE 511

EE-08 - O BIOGÁS DE ATERRO COMO ALTERNATIVA À SEGURANÇA ENERGÉTICA DE MINAS GERAIS 517

PROGRAMAÇÃO

HORA	04/10/2016 – Terça-feira	05/10/2016 – Quarta-feira	06/10/2016 – Quinta-feira
8:00 às 8:35	**CREDENCIAMENTO**		
8:40 às 9:30	**Abertura: "Formação de Pessoal na Área de Engenharia Nuclear"** ***Claubia Pereira Bezerra Lima*** Universidade Federal de Minas Gerais	**"Atividades nas Áreas de Física Médica e Supervisão de Radioproteção em Ambiente Hospitalar"** ***Rômulo Verdolin de Sousa*** Hospital São João de Deus	**"Mercado de Trabalho e Oportunidades no Setor Nuclear"** ***Marcelo Gomes da Silva*** Eletronuclear
9:40 às 10:30	**"Amazul - Projetos e oportunidades na área nuclear"** ***Evelise Gomes Lara*** AMAZUL	**"Engenharia e o Mercado de Segurança do Trabalho em Proteção Radiológica"** ***Martin Kruel Elbern*** PRO-RAD	**"Implantação Industrial da 2ª Etapa do Ciclo do Combustível Nuclear no Brasil: Produção da Matéria-Prima Hexafluoreto de Urânio"** ***João da Silva Gonçalves*** Indústrias Nucleares do Brasil - INB
10:40 às 11:10	**INTERVALO**		
11:15 às 12:35	**"Atividades do PCTN na Área de Concentração em Ciências das Radiações"** ***Tarcísio Passos Ribeiro de Campos*** [1] ***Arnaldo Prata Mourão Filho*** [1, 2] ***Luiz Oliveira de Faria*** [1, 3]	**"Atividades do PCTN na Área de Concentração em Engenharia Nuclear e da Energia"** ***Claubia Pereira Bezerra Lima*** [1] ***Patrícia Amélia de Lima Reis*** [1] ***Fabiano Cardoso da Silva*** [1] ***Carlos Eduardo Velasquez Cabrera*** [1] ***Fernando Pereira de Faria*** [1]	**"Atividades do PCTN na Área de Concentração em Ciências das Radiações"** ***Arno Heeren de Oliveira*** [1] ***Danilo Chagas Vasconcelos*** [1] ***Maria Ângela de Barros C. Menezes*** [1, 3] ***Maria do Socorro Nogueira*** [1, 3]
	[1] Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da UFMG, [2] Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais - CEFET-MG [3] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN		
14:00 às 14:50	**"Contribuições da Energia Nuclear para os Desafios do Século 21"** ***João Roberto Loureiro de Mattos*** Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear	**"SESSÃO DE PÔSTERES"** Aberta a toda a comunidade	Não estão programadas atividades neste período
15:10 às 16:00	**"Westinghouse: Making a Positive Impact on the Nuclear Sector in Latin America"** ***André Luiz Pereira Rebello Junior*** Westinghouse Electric Company		

APLICAÇÕES DAS RADIAÇÕES

Id.: AP-01

USE OF METHODS OF ANALYSIS FOR THE CHEMICAL AND STRUCTURAL CHARACTERIZATRION OF ZINC COMPOUNDS IN A FERROUS MATERIAL FROM AN ELETRIC ARC FURNACE

Fernando de Almeida[1], Arno H. Oliveira[1], Walter Brito[2]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – Laboratório de Difração de Raios-X
Av. Presidente Antônio Carlos, 6.627– Pampulha / Belo Horizonte/MG CEP 31270-901
peritofernandomg@gmail.com

Key Words: Zinc, Steelmaking Process, Wastes, Methods of Analysis

ABSTRACT

Currently, there is a worldwide priority in developing methods that are ecologically correct for demarcation of alternatives to the destination of industrial waste that are favorable for the environment. With this idea in mind, we search for reduction in the use of natural resources, waste, tailings generation and pollution. Throughout a preventive aspect, several industrial sectors deal with the challenge of finding cleaner production strategies and with minimal waste generation. Since the volume of waste is still high, it has become fundamental for industry to classify their produced waste for the definition of their immediate danger, proper storage methods, disposition and conduction. In a steel plant perspective, the increase in steel production to a world wide scale entails greater energy and both renewable and non–renewable natural resources consumption, creating a greater quantity of industrial tailings. This work, therefore, meets this industrial challenge. Our goal is to characterize chemical and structurally zinc compounds in samples of tailings from a determined electric arc furnace in the steel treatment processes. Experimental data obtained from X–ray fluorescence, X–ray diffraction and electronic microprobe confirm the difficulty of determining how zinc is displaced in the obtained samples and its possible chemical associations.

1. INTRODUCTION

Steel production, besides consuming non–renewable resources (mineral goods) and renewable (air, oxygen, water, etc.) and demanding a large amount of energy (coal, electricity), generates a considerable amount of industrial waste (slag, mud, gas, dust, scraps, etc.) [1]. But, investigating steel product's life cycle as a whole, one can see a new situation that contrasts with the impacts generated by the excess of resources consumption and waste generation. Steel is highly recyclable, has been increasing its versatility and has been incorporating innovative technologies based on human intervention in order to reduce or remedy environmental impacts [2].

Although the iron–rich waste recycling is widely used, there are still problems inherent to these wastes that make such process difficult. One important factor is the control of alkali and zinc contents [3], mainly when the recycling route is directed to the reduction area. Zinc is present in small quantities in the materials used as furnace load, including iron ore. For that reason, it is present in steelworks worldwide.

We present the results of characterization of a steel mill waste from an arc electric furnace related to chemical and structural aspects by the application of analytical methods. The analytical processes used in

the structural and chemical characterization of the samples were: X–ray fluorescence, X–ray diffraction and electronic micro probing. Such analysis indicated that the compounds with presence of zinc presented a highly complex geometry and structure.

2. MATHERIALS AND METHODS

2.1. Samples

The analysed samples were supplied by Ecosteel Brasil. They were sampled in the waste system container and in the electric arc furnaces in a stainless steel production plant.

2.2. Methods

The following techniques were used:

2.2.1. X-ray Fluorescente

The analysis was made in the facilities of the FRX Service Company, located in Distrito Industrial Simão da Cunha, in Santa Luzia, Minas Gerais. The used equipment was a PHILIPS spectrometer, model PW–1480 with a rhodium anode. The sample was fused with lithium tetraborate and the curves were calibrated with both national and international certification standards (IPP, DCRM, MIST, among others).

For analysis, milling of 100g of material was done, obtained after successive pasterns, in pan grinders, until material granulometry was below sieve mesh #400 (38μm opening). The used setup was studied with controlled temperature at 105 degrees C; tungsten carbide mill, 0.075mm sieve, analytical scales, glassware, diverse reagents and muffle furnace with 1100 degrees of controlled temperature.

2.2.2. Electronic Microprobe

The analysis were made in the Laboratório de Microanálises from de Physics Department of UFMG, under the guidance of Professor Abá Cohen Persiano. Equipment used is a JEOL, JXA–8900RL electronic microprobing device, using wavelength dispersion spectrometry (WDS). Experimental conditions were: acceleration tension at 20kV and stream current of 25nA. Standards used were natural phases and pure oxides.

The sample was fitted and polished in successive sandpapers until reaching diamond paste of 1μm.

2.2.3. X-Rays Diffractoin

The experiments by XRD were made initially in the Laboratório de Cristalografia from the Physics Department in UFMG, under the guidance of Alexandre Melo and later in the Laboratório de Difração de Raios–X from CDTN, under Walter de Brito.
The technical specifications and experiment conditions in the analysis made by the Crystallography Laboratory at Department of Physics at UFMG were:

X–ray diffraction by dust method, using a device for polycrystals (Bragg–Brentano geometry), by RIGAKU, GEIGERFLEX model, graphite monochromator, 2d = 6.708A. NaI scintillator detector, Cu x–ray tube, current intensity 30mA and 40kV tension. Step at 0.1 degrees and 1.0 second of sampling time. DS (Divergence Slit) = 1º, SS (Scatter Slit) = 1º, RS (Receiving Slit) = 0.6mm and RSm (Monochromatic Receiving Slit) = 0.8mm. $4° < 2\theta < 140°$. $\lambda = 1.541874$ Å

The technical specifications and experiment conditions in the analysis made by the X–Ray Diffraction Laboratory at CDTN were:

X–ray diffraction dust method, using a device for polycrystals (Bragg–Brentano geometry), by RIGAHU, GEIGERFLEX model, graphite monochromator, 2d = 6.708A NaI scintillator detector, Cu x–ray tube, current intensity 30mA and 40kV tension. Step at 0.1 degrees and 0.5 seconds of sampling time. DS (Divergence Slit) = 1º, SS (Scatter Slit) = 1º, RS (Receiving Slit) = 0.6mm and RSm (Monochromatic Receiving Slit) = 0.8mm. $4° < 2\theta < 160°$. $\lambda = 1.54059$ Å

In both experiments, crystalline phases identification was obtained by comparing the x–ray diffraction sample results with the ICDD database (International Center for Diffraction Data / Joint Committee on Power Diffraction Standards – JCPDS, sets 01– 58; MDI; Jade 9; 2008).

The analysis made in the Laboratório de Cristalografia in the DF–UFMG was executed by the following way, with samples separated by distinct granulometries:

$grão \leq 38\mu m$, $38 < grão \leq 75\mu m$ and $grão > 75\mu m$. For each granulometry interval, the sample was submitted to x–ray diffraction in the following way: a standard experiment and an experiment considering the data from X–ray fluorescence.

3. RESULTS

3.1. X-ray Fluorescence

The results from the chemical analysis from X–ray fluorescence for the investigated sample's main constituents can be seen in Table 01.

Tab. 01. Results from X–ray fluorescence

Substance	Concentration (%)	Substance	Concentration (%)	Substance	Concentration (%)
SiO_2	3.85	Fe_{total}	58.18	Na_2O	< 0.10
TiO_2	0.063	MnO	1.161	K_2O	0.087
Al_2O_3	0,84	CaO	9.65	P_2O_5	0.214
Cr_2O_3	0.085	MgO	1.149	ZnO	2,579

Through this analysis, it can be seen the low concentration of zinc, magnesium and chrome elements. This can already evidence the presence of some of the used inputs as also the quality of the scrap used in this steel manufacturing process.

The iron is mentioned as total iron, but it can present itself as magnetite, hematite, wüstite, metallic iron and zinc ferrite.

The electrical steelworks dust varies mainly according to the kind of steel to be produced, besides the nature and quantity of scrap and inputs that constitute furnace loads. The analyzed scrap has smaller contents of zinc in relation to the dust from carbon steel production.

The presence of SiO_2 possibly occurs from the drag of slag–forming agents components and refractors used.

3.2. Electronic Microprobe

Initially, we set the system to generate elemental distribution maps to obtain spatial distribution information from the following elements: aluminum, calcium, silicon, iron and zinc in a given sample's area.

Then, we use the maps to make images with retro–spread electrons and locate heavier phases in relation to lighter ones. In the images, phases in lighter gray tones have higher average atomic numbers than the ones in darker grey tones [4]. Thus, we can see the compositions differences between presented phases.

We elaborated also images of secondary electrons and those emphasize the difference in the sample shape and relief.

Also, we obtained EDS energy spectrum images, where we had energy by intensity (keV x cps).

The images from energy spectrum by EDS and the images from WDS suggest the presence of iron oxide phases, one being with a small content of zinc, suggesting the formation of zinc ferrite; phases with zinc oxide; phases with silicon and phases with calcium.

The map for zinc shows that it is distributed in a diffuse shape in the tested area, but with low content. The regions where the presence of silicon and calcium were higher, the presence of iron was smaller.

There are regions where is common to see iron and zinc, showing the existence of the $ZnFe_2O_4$ phase.

It is also possible to identify places where zinc was not present and iron shows itself in greater content, suggesting the presence of iron oxides, like magnetite.

Due to the mapping results, one can see that calcium was distributed in the sample distinctly. Calcium was seen in greater contents where iron was not present at all. In this region, silicon was also present in high concentrations.
Probably this was some phase rich in calcium and silicon from the slag–forming agent added in the steel manufacturing process that has these elements in its composition.

The calcium content evaluated by X–ray fluorescence is 9.85%. Considering this value and the distribution in regions with greater concentrations and smaller iron contents, it was possible that calcium showed itself in distinct phases. Some studies show the presence of calcite and dolomite in the dust from electrical steelworks [5].

The use of refractors, iron alloys, pig iron, slag–forming agent and scrap justifies the presence of this huge variety of chemical elements in the dust. The presence of silicon where iron was in high concentration can happen with iron–alloy $(Fe - Si)$ dragging used in the process.

According to the images from secondary electrons, one can see the morphology with the presence of irregular shaped particles, both plain and others with dendritic phases in its interior. These dendritic structures were related to the cooling speed suffered by the particles since the moment they were ejected from de liquid metal [6].

3.3. X-ray Diffraction

We have obtained the diffraction patterns in the performed analysis at the Departamento de Física at UFMG and Laboratório de Cristalografia at CDTN.

After obtaining the graphs, we generated the database from an identification program ("MATCH") explaining the possible phases found for each particle size range. In this program the indicator of the degree of similarity between a test result and the database is given by the "Figure–of–Merit" (FoM).

By analyzing the diffraction patterns obtained for the three ranges of grain–size and their generated tables, we have observed that the three analyzes were extremely similar.

The stages identified in these analyzes were: elemental iron, elemental zinc, manganese dioxide, quartz, magnesium oxide and calcium oxide.

Analyzing the constitution of inputs used in the process, the literature and the results of X–ray fluorescence analysis and electron microprobe, we could expect the presence of the following stages: calcium oxide, magnesium oxide and quartz. The presence of elemental iron was also expected due to its high content in the sample, and elemental zinc, observed in the microprobe analysis to be very diffuse, was also expected.

However, the ferrous oxide stages were not identified and therefore it was necessary further analysis by x–ray diffraction varying detection limits.

The X–ray diffraction patterns of stages Fe_3O_4 and $ZnFe_2O_4$ were similar. There were also similarities with the arrangement $Zn - Mn - Fe_2O_4$, however, it was unlikely the formation of this structure due to the low Mn content in the analyzed sample. The individualization of these phases in a sample is unclear, it can however be evaluated through additional analyzes.

$Zn_{0,945}Fe_{1,78}O_{3,71}$ and $Zn_{0,984}Fe_{1,968}O_{3,938}$ are structures with diffraction patterns similar to the stages Fe_3O_4 and $ZnFe_2O_4$.

$Zn_{0,2}Mn_{0,8}Fe_2O_4$, $Zn_{0,4}Mn_{0,6}Fe_2O_4$, $Zn_{0,6}Mn_{0,4}Fe_2O_4$, $Zn_{0,8}Mn_{0,2}Fe_2O_4$ and $Zn_{0,9}Mn_{0,1}Fe_2O_4$ are stoichiometries which present the same diffraction pattern graph [7].

The diffraction line 7,979 Å is suggested to the $Fe(OH,Cl)$ stage with uncertainties, which may also be consistent with the $Zn_5(OH)_8.Cl_2H_2O$ structure. In some structural characterization through the X–ray diffraction technique studies, several authors have observed the presence of ZnO and $ZnFe_2O_4$ stages [5], which can be seen also in the diffractogram obtained from our analysis.

With the data obtained from the generated diffractogram, we described crystalline stages.

4. CONCLUSION

The results obtained relating to the characterization of this ferrous material led to the following conclusions:

- the major constituents of the analyzed sample are metallic iron and wüstite;
- the XRD technique has detected the presence of the following stages: Fe, FeO, Si, SO_2, Fe_3O_4, $ZnFe_2O_4$, $FeO.OH$, $CaCO_3$, Fe_2O_3, $Fe(OH)Cl$, $CaMg(CO_3)_2$, $FeSi$, $NaCl$, ZnO, MgO, CaO and MnO_2;
- zinc is associated with the zincite (ZnO) and franklinite ($ZnFe_2O_4$) stages and is found diffused in the low concentration sample;
- due to limitations of trial conditions, it was not possible to obtain the concentration of zincite and franklinite;
- in the regions where the presence of silicon and calcium were more intense, the presence of iron was smaller.

5. ACKNOWLEDGEMENTS

I would like to gratefully thank to my PhD advisor, Professor Arno Heeren Oliveira for supporting me during these master´s program. I also would like to gratefully thank to Walter Brito for his guidance and help on the XRD analysis.

I thank so much the UFMG (Departamento de Engenharia Nuclear and Departamento de Física), CDTN (Laboratório de Difração de Raios–X) and the people who were not part of this program but helped me out.

And then I also thank to EcoSteel do Brasil for providing me as much samples as I needed in this work and the free admission in its industrial facilities.

6. BIBLIOGRAPHICAL REFERENCES

[1] MCGANNON, “The making, shaping and treating of steel”, 11th ed., Steelmaking and refining Volume, Warrendale, PA, EUA, AISE Steel foundation, pp. 204-211 (1998).

[2] MUCAR CARBON COMPANY, The Evolution of arc furnace, highlights of new technologies. Columbia (2001).

[3] OZTURK B., FRUEHAN R. J., “Vaporization of zinc from scrap”, Stellmaking Conference Proceedings, Warrendale, PA, EUA, pp. 586-592 (1996).

[4] ANDERSEN, C.A., “Microprobe analysis”, New York., John Wiley (1973).

[5] MORI, K., “Kinetics of fundamentals reactions pertinent to steelmaking process”, V.28, Tokyo, Iron Steel Institute of Japan, v.28, pp. 261-346 (1988).

[6] NYRENDA R. L. “The processing of steelmaking flue-dust: a review”, Minerals Engineering, v.4, 1991, 1002-1025 (1991).

[7] AZAROFF, L., BURGER, M.J., “The powder method in x-ray crystallography”, McGraw-Hill Company, New York (1958).

Id.: AP-02

^{222}Rn DETERMINATION IN WATER SAMPLES USING LIQUID SCINTILLATION SPECTROMETRY WITH DIFFERENT COCKTAILS

T. C. Oliveira[1], R. P. G. Monteiro[2], R. M. Moreira[2] and A. H. Oliveira[1]

[1] Departamento de Engenharia Nuclear, UFMG/DEN, Brazil
[2 b] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, CDTN/CNEN, Brazil
Avenida Antônio Carlos, 6627, Pampulha, CEP 31270901 - Belo Horizonte, MG
Corresponding author: oliveiratco2010@gmail.com (T. Oliveira)

Keywords: Radon, LSC, Water samples

ABSTRACT

Liquid scintillation spectrometry (LSC) is the most common technique used for ^{222}Rn determination in environmental aqueous sample. In this study, the performance of water-miscible (Ultima Gold AB) and immiscible (Optiscint) liquid scintillation cocktails has been compared. ^{222}Rn limit detection of 0.08 and 0.06 Bq l^{-1} were obtained for water samples for Ultima Gold AB and Optiscint cocktails, respectively.

1. INTRODUCTION

Radon, ^{222}Rn, is a radioactive noble gas that occurs as natural isotope derived from ^{238}U radioactive decay series. ^{222}Rn is an alpha-particle emitter (5.48 MeV) with a half-life of 3.8 days and decays to short-lived daughter products (^{218}Po, ^{214}Pb, ^{214}Bi, ^{214}Po). It's widely found in environment, produced in rocks and soil from the decay of ^{226}Ra. It exists at low concentrations in surface waters, whereas its concentration in groundwater can be many orders of magnitude greater [1, 2, 3].

Radon is recognized as a being potentially important natural partitioning tracer [1] that makes it possible to be used as a tracer in oil reservoirs. Information about the reservoir structure may be obtained by produced water composition which is a salty brine generated during the oil production. The salts content is usually higher than the seawater salinity and varies widely between fields or even within the same field.

The liquid scintillation spectrometry (LSC) is a technique widely utilized for radon determination in water [2, 3, 4]. A lower limit of detection (LLD) of 1 Bq l^{-1} is sufficient for these surveys in most cases and is easily achieved through LSC [5]. The two main advantages of this technique are the high α counting efficiency and an easy sample preparation.

In this work the analytical procedures has been carried out to verify the performance of two DIN based (di-isopropylnaphthalene) liquid scintillation cocktails in ^{222}Rn determination by LSC.

This solvent is nonflammable, biodegradable, safer to use and enables good alpha/beta discrimination. The first cocktail, Ultima Gold AB, is an aqueous-miscible and specifically designed for alpha/beta discrimination. The second one, Optiscint, is suitable for all organic samples [4].

2. METHODOLOGY

The measurements were carried out in a low background liquid scintillation spectrometer Quantulus 1220 from Perkin Elmer equipped with an anticoincidence guard counter. Polyethylene vials, Ultima Gold AB and Optiscint cocktails were supplied by Perkin Elmer.

The ^{226}Ra standard solution (activity 2.18 ±0.66 Bq mL^{-1}) was used to calibration the spectrometer [6]. Total α emission (^{222}Rn, ^{218}Po and ^{214}Po) and high α emitter (^{214}Po) regions were defined for radon determination. The window channels regions have been defined analyzing the efficiency in the total α and ^{214}Po regions.

The optimum pulse shape analyzer (PSA) level for Ultima Gold AB cocktail was defined minimizing the interferences of α emitters in the β window and vice-versa [7]. ^{241}Am and ^{90}Sr radioactive standard solutions were used for optimization of α/β separation, i.e., to setting PSA [8, 9]. The optimum PSA level for Optiscint cocktail was determined using a ^{226}Ra standard solution, analyzing the variation of the efficiency in function of PSA [2].

Well water samples collected at CDTN/CNEN were analyzed for ^{222}Rn determination using both cocktails. The sample was prepared by collected water with a glass pipette directly into a vial containing the cocktail. The sample/cocktail ratio for water sample was 10/12 mL for both cocktails.

The vial was agitated approximately one minute after sampling, kept in a dark chamber and under refrigeration for radon equilibrium with its short-lived daughters and counted 3-4 h later [5].

Total counting time was divided in three cycles of two repetitions of 20 minutes for each sample. Prepared samples were counted again after 25-30 days in order to evaluate the supported radon activity concentration and presence of interferences due to α emitter nuclides. The background was determined by the counting of 10 mL of distilled water and 12 mL of cocktail. For calibration, a blank was established by ^{226}Ra standard solution (1 Bq) bubbling with N_2 during 4 hours in order to know the contributions of ^{226}Ra and ^{210}Po in α spectrum. The standard/cocktail samples of both cocktails were kept under refrigeration over 25-30 days to radon counting efficiency determination [10].

The radon activity concentration was calculated using the Equation 1.

$$At = \frac{C_{\alpha}^{s} - C_{\alpha}^{\mathrm{Bg}}}{EFA \times V \times 60 \times f} \qquad \text{EQ. 1}$$

Where At is the activity concentration of ^{222}Rn at sampling date (Bq L^{-1}), C^{s}_{α} is the α counting rate of the sample (cpm), C^{Bg}_{α} is the α counting rate of the background (cpm), EFA is the α efficiency, V is the sample volume (0.01L), 60 is the second to minute conversion factor, f is the ^{222}Rn grow rate that can be ($e^{-\lambda Rn \cdot te}$) or ($1 - e^{-\lambda Rn \cdot tp}$), for the first and second measurements respectively for no-supported and

supported radon determination where λ_{Rn} is the radon decay constant, *te* and *tp* are the time between sampling and counting for each measure.

The limit detection for radon was 0.06 – 0.08 $Bq.l^{-1}$ based on Currie equations [11].

3. RESULTS AND DISCUSSION

The main settings for Ultima Gold AB and Optiscint cocktails in ^{222}Rn determination were studied: PSA, window channel and alpha efficiency.
The optimum value of PSA is 95 for Ultima Gold AB cocktail where the mutual α/β interferences are minimized, Fig 1. ^{226}Ra standard solution was prepared to alpha efficiency determination.

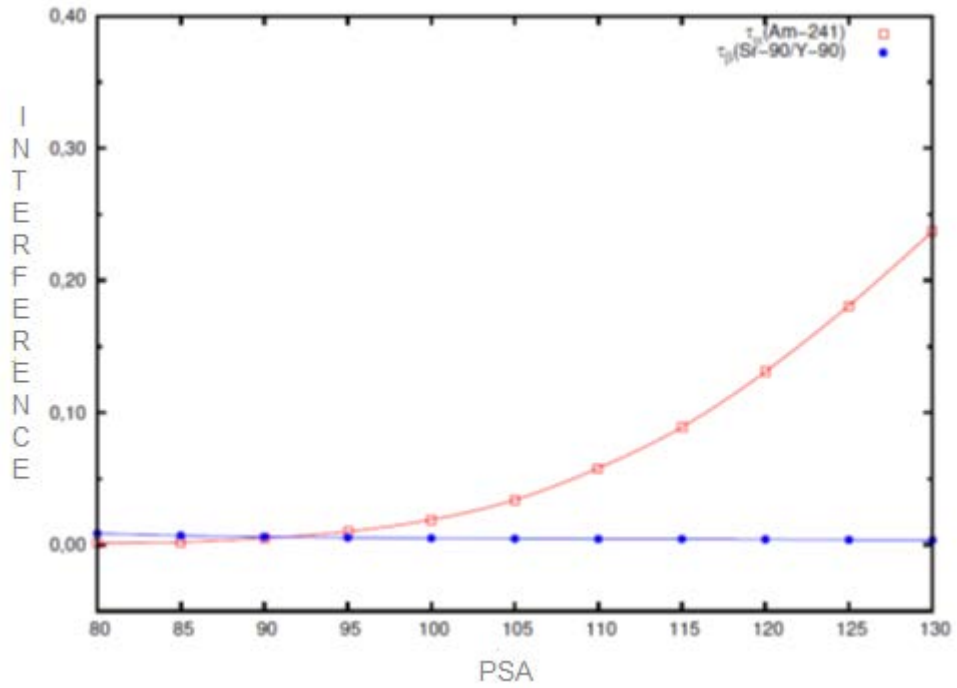


Fig. 1. Optimum PSA value using ^{241}Am, ^{90}Sr.

The Fig 2 shows α/β spectra, bubbling with N_2 during 4 hours and after 30 days for $^{226}Ra/^{222}Rn$ equilibrium. After bubbling only ^{226}Ra and its daughters, ^{210}Po, ^{210}Pb and ^{210}Bi are presents.

It's observed in the Fig 3 that total α and ^{214}Po regions correspond to window channels 500-800 and 700-800 respectively. Alpha counting efficiencies found in this work has been 257 % and 76 % for the total α and ^{214}Po regions respectively.

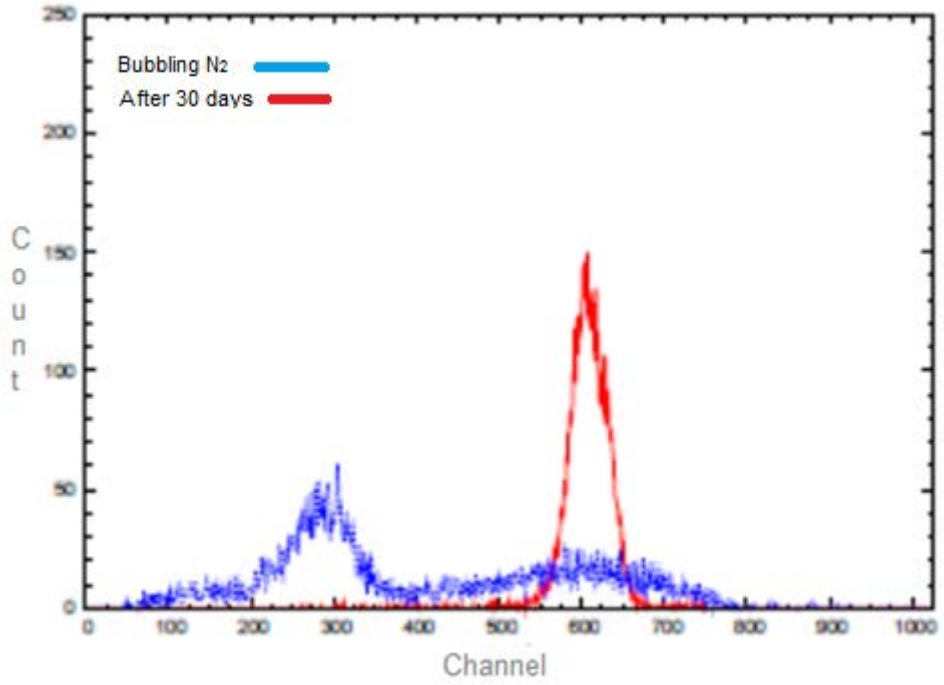


Fig. 2. α/β spectra, sample bubbling with N_2 during 4 hours and after 30 days for $^{226}Ra/^{222}Rn$ equilibrium.

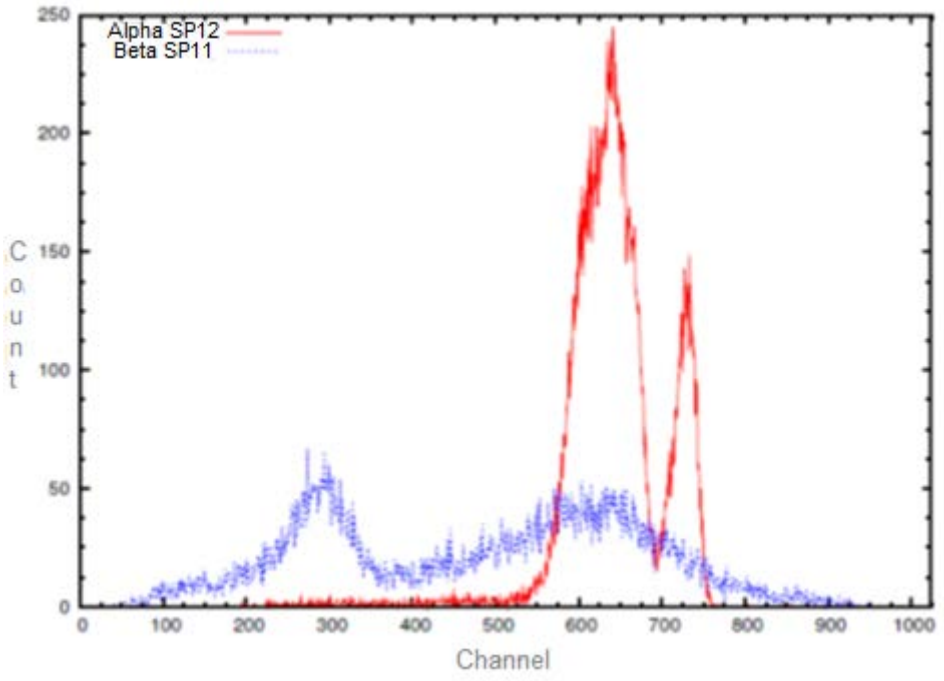


Fig. 3. $^{226}Ra/^{222}Rn$ equilibrium spectra using Ultima Gold AB and PSA 95.

Due to the Optiscint cocktail be water immiscible, the PSA level was established by using ^{226}Ra standard solution. The optimum PSA value was determined by the plateau (range of 65-95) of α counting

efficiency (Tab 1). The medium value of 85 was defined as the optimum PSA level with an alpha efficiency of 348 % and 82 % for the total α and ^{214}Po regions, respectively. In addition a higher efficiency than 300 % was observed in the total α counting region that indicates interference in α counting and needs to be investigated.

Tab. 1. Optimum PSA value using Optscint cocktail.

PSA	Total α efficiency	^{214}Po efficiency	SQP(E)
55	3.627	0.667	938 ± 3
65	3.570	0.814	940 ± 3
75	3.480	0.820	938 ± 6
85	3.482	0.824	939 ± 5
95	3.453	0.819	937 ± 6
105	3.266	0.693	940 ± 3
115	2.908	0.285	937 ± 6

The increase of efficiency in total α region can be due to beta spillover or ^{210}Po which is an alpha emitter with 5.30 MeV energy and is also soluble in the organic phase. This radionuclide is contained in ^{226}Ra standard that wasn't purificated recently. The α/β spectra of ^{226}Ra standard solution at PSA 85 shows in the Fig 4. It's observed that total α and ^{214}Po regions correspond to window channels 750-950 and 900-950 respectively.

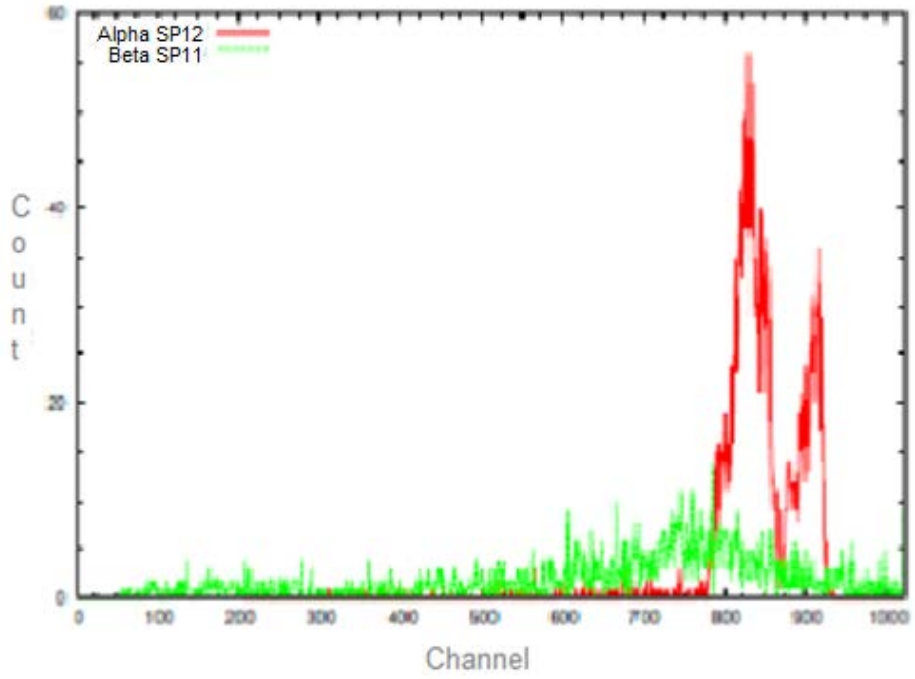


Fig. 4. ^{226}Ra spectra using Optscint and PSA 85.

The results indicate that ^{222}Rn determination must be calculated from ^{214}Po region for both cocktail. For Ultima Gold AB cocktail due to the possible interference of alpha emitters as ^{226}Ra, ^{210}Po and ^{238}U and

for Optiscint cocktail due to interference in total α region. Furthermore, the background count rate in the ^{214}Po is lower than total α region and thus a lower limit of detection can be achieved. The main parameters for radon determination in water using both cocktail are shown in Tab 2.

Tab. 2. Main parameters for Ultima Gold AB and Optiscint cocktails.

Characteristics	Ultima Gold AB	Optscint
PSA	95	85
^{214}Po region	700-800	900-950
^{214}Po efficiency	76 %	80 %
Detection limit	0.08 Bq L^{-1}	0.06 Bq L^{-1}

Both cocktails were applied to radon determination in tap water collected at CDTN/CNEN. Tab 3 shows the results obtained and were observed next values of ^{222}Rn activity concentration for both cocktails. Counting of the samples after 30 days doesn't indicates the presence of supported radon.

Tab. 3. ^{222}Rn results using Ultima Gold AB and Optscint cocktails.

Cocktail	α Total Bq L^{-1}	^{214}Po Bq L^{-1}	SQP(E)
Ultima Gold AB	0.2 ± 0.18	0.2 ± 0.17	775 ± 2
	0.3 ± 0.26	0.3 ± 0.25	765 ± 3
	0.1 ± 0.10	0.1 ± 0.10	763 ± 3
Optscint	0.3 ± 0.17	0.4 ± 0.3	919 ± 2
	0.3 ± 0.18	0.4 ± 0.3	921 ± 4
	0.3 ± 0.18	0.4 ± 0.3	913 ± 8

Optiscint cocktail showed a high SQP (E) quenching parameter and a good resolution and lower counting efficiency compared to Ultima Gold AB cocktail. This is due to radon partition between organic and aqueous phases in the vial.

4. CONCLUSION

Two methods for radon determination in water using water-miscible and immiscible liquid scintillation cocktails, Ultima Gold AB and Optscint, respectively, showed next results. The both cocktails were recommended to radon determination in water but the Optiscint cocktail is more recommended for the brine samples due to its quenching resistance. ^{214}Po region was chose for radon activity concentration calculation due to minimize the interferences of other radionuclides and beta spillover.

ACKNOWLEDGEMENTS

The research was sponsored by the Coordination of Perfectioning of Staff of Superior Level (CAPES). In addition the authors wish to thank the staff of the Center of Development of Nuclear Technology (CDTN/CNEN) for their support and assistance.

REFERENCES

[1] L. Semprini et al., "Laboratory, field and modeling studies of radon-222 as a natural tracer for monitoring (napl) contamination", Transport in Porous Media 38, 223-240 (2000).

[2] M. G. López et al., "Application of ultra-low liquid scintillation of the determination of 222Rn in groundwater" , J. Radioanal. Nucl. Chem. 261 (3), 631-636 (2004).

[3] J. M. Pates, N. J. Mullinger, "Determination of 222Rn in fresh water: Development of a robust method of analysis by α/β separation liquid scintillation spectrometry", Appl. Radiat. Isot. 65, 92-103 (2006).

[4] M. Forte et al., "Natural radionuclides measurements in drinking water by liquid scintillation counting. methods and results", In: Warwick, P. (Ed.), Environmental Chemical Analysis. Vol. II. Royal Chemical Society, pp. 128-142 (2003).

[5] L. Salonen, "Measurement of low levels of ^{222}Rn in water with diffferent commercial liquid scintillation counters and pulse-shape analysis", In: Noakes, J. E., Schönhofer, F., Polach, H. A. (Eds.), Liquid Scintillation Spectrometry 1992 - Int. Conf. on Advances in LSC. RADIOCARBON, pp. 361-372 (1993a).

[6] Ra-226 Radioactive Standard, 2003. Standard reference material 4967A. National Institute of Standards & Technology - NIST, reference date September 01, 2003.

[7] L. Salonen, H. Hukkanen, "Advantages of low-background liquid scintillation alpha-spectrometry and pulse shape analysis in measuring ^{222}Rn, uranium and ^{226}Ra in groundwater samples", J. Radioanal. Nucl. Chem. 226 (1-2), 67-74 (1997).

[8] Am-241 Radioactive Standard, 2004. Certificado de calibração C/07/A04, fonte 26L04. Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD, Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes - LNMRI, data de referência 15 de Março, 2004.

[9] Sr-90 Radioactive Standard, 2006. Certificado de calibração C/24/A06, fonte 81L06. Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD, Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes - LNMRI, data de referência 10 de Agosto, 2006.

[10] D. Al-Azmi et al., "A simple bubbling system for measuring radon (^{222}Rn) gas concentrations in water samples based on the high solubility of radon in olive oil", J. Environ Radioact. 71(2):175-86 (2004).

[11] L. A. Currie, "Limits for qualitative detection and quantitative determination: application to radiochemistry", Anal. Chem. 40 (3), 586-593 (1968).

Id.: AP-03

CARACTERIZAÇÃO DE NANOCOMPÓSITOS DE PVDF/MWCNT/ZrO_2 APÓS EXPOSIÇÃO À RADIAÇÃO GAMA

Esther L. M. Pereira[1], Adriana S. M. Batista[2], Fabíola A. S. Ribeiro [3], Adelina P. Santos[3], Luiz O. Faria[3]

[1] Depto. de Engenharia Nuclear (DEN / UFMG), Av. Antônio Carlos 6627, 31270-970 Belo Horizonte, MG, Brasil.
[2] Depto. de Anatomia e Imagem (IMA / UFMG), Av. Alfredo Balena 190, 30130-100 Belo Horizonte, MG, Brasil.
[3] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Av. Antônio Carlos 6627, C.P. 941, 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil.
esther_machado@outlook.com.br

Palavras-Chave: PVDF/MWCNT/ZrO_2, Radiação Gama, Nanocompósitos

RESUMO

Nanocompósitos formados por nanopartículas de carbono em matrizes poliméricas têm sido extensamente estudados devido à possibilidade de produção de materiais de interesse para a engenharia. Para este trabalho foram produzidas amostras contendo Nanotubo de Carbono de Paredes Múltiplas (Multiwall Carbon Nanotubes – MWCNT), Óxido de Zircônio (ZrO_2) em matriz de Poli(Fluoreto de Vinilideno) – PVDF. As amostras foram irradiadas com doses entre 100 kGy e 1000 kGy no Laboratório de Irradiação Gama (LIG) do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), que possui uma fonte de Cobalto 60. Após as irradiações, as amostras foram caracterizadas com as técnicas de Espectroscopia no Ultravioleta Visível (*UV*/Vis), *Espectroscopia* no Infravermelho por Transformada de Fourier (FTIR) e Calorimetria Diferencial de Varredura (DSC). Por meio das análises de espectroscopia observou-se a formação de insaturações nas cadeias poliméricas, C=C e C=O. A análise de DSC demonstrou que houve mudança na porção cristalina do polímero, vista pela formação de múltiplos picos de fusão, porém não houve perda significativa de fração cristalina, uma vez que não houve diminuição nos valores de calor latente de fusão. Após caracterização ficou demonstrado o potencial do uso destes nanocompósitos em aplicações em que os mesmos estejam expostos a altas doses de radiação gama, tais como a indústria aeroespacial e irradiação de materiais para uso médico.

1. INTRODUÇÃO

O Poli(Fluoreto de Vinilideno) é um homopolímero linear semicristalino, de cadeia polimérica formada pela repetição de monômeros CH_2=CF_2, utilizado em múltiplos setores da indústria devido às suas propriedades diferenciadas, tais como: alta pureza, resistência à abrasão, resistência química, resistência às intempéries e aos raios ultravioletas, flexibilidade, resistência mecânica, resistência ao impacto, estabilidade térmica, e facilidade de processamento [1]. O PVDF apresenta cinco possíveis fases cristalinas (polimorfismo), são elas: a fase apolar α, uma fase β polar, e as fases γ, δ, e ε. O fase mais comum do PVDF é a α, com uma célula unitária monoclínica com conformação de cadeia $TG^+ TG^-$*(trans e gauge)*. Porém a fase β é a mais atraente e desejável, com sequências de conformação *TTT* (somente trans) [2], devido as suas propriedades ferroelétricas, piro e piezelétricas. É normalmente obtida através do estiramento mecânico uni ou biaxial da fase α e uma alternativa tecnológica importante em sensores.

Desde a descoberta dos Nanotubos de Carbono, em inglês Carbon Nanotubes (CNT), por Iijima em 1991 [3], o uso de CNT em preenchimento de matrizes poliméricas vem sendo cada vez mais estudado, uma vez que a incorporação de nanopartículas em vários polímeros é extensivamente utilizada numa tentativa

de melhorar as propriedades mecânicas, físicas e térmicas do polímero [4]. CNT são estruturas cilíndricas formadas por átomos de carbono dispostos na forma de folhas de grafeno enroladas, podendo ser: Nanotubos de Carbono de Parede Única, em inglês Single-Walled Carbon Nanotubes (SWNTs) ou Nanotubos de Carbono de Paredes Múltiplas, em inglês Multi-Walled Carbon Nanotubes (MWCNTs). Os SWNTs compreendem uma única folha de grafeno enrolada em forma de cilindro, já os MWCNTs consistem de cilindros concêntricos com separação de 0,34 nm entre as paredes [5]. Com as alterações nas propriedades da matriz polimérica, relacionadas com a interação química entre o polímero e o NTC, estes compósitos oferecem aplicações tecnológicas antes não previstas para os materiais individualmente, como aquelas em que são submetidos à exposição à radiação eletromagnética, na indústria aeroespacial, por exemplo. Neste sentido, pesquisas sobre as mudanças estruturais ocasionadas pela interação da radiação com nanocompósitos são necessárias.

Para estudo da interação da radiação com o material utilizam-se métodos de caracterização. A Espectroscopia no Ultra-Violeta Visível (UV-Vis) é um dos métodos mais utilizados nas determinações analíticas em diversas áreas, especialmente na determinação quantitativa de compostos contendo grupos absorventes. A região ultravioleta do espectro é geralmente considerada na faixa de 200 nm a 400 nm, e a região do visível entre 400 nm a 800 nm. A absorção na região ultravioleta e visível depende, em primeiro lugar, do número e do arranjo dos elétrons nas moléculas ou íons absorventes. Como conseqüência, o pico de absorção pode ser correlacionado com o tipo de ligação que existe na espécie que está sendo estudada [6].

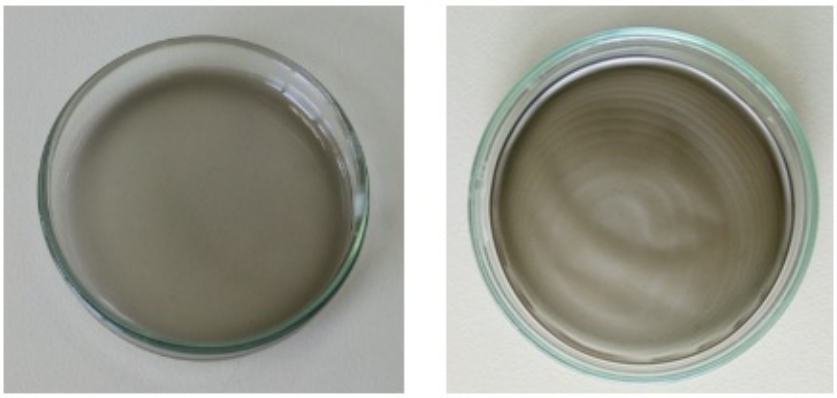
Na técnica de Espectroscopia no Infravermelho por Transformada de Fourier (FTIR) um feixe de radiação infravermelha passa pela amostra, e a quantidade de energia transmitida é registrada. Pode-se registrar a quantidade de energia absorvida ou até mesmo espalhada. Quando uma radiação no infravermelho com frequência na faixa entre 10000 cm^{-1} e 100 cm^{-1} é aplicada e absorvida por um material essa frequência é convertida em energia de vibração das moléculas [7]. As fases de cristalização do PVDF possuem modos de vibração característicos em suas moléculas. Isso acontece devido às diferentes conformações moleculares que as cadeias podem assumir em cada fase, desse modo é possível distingui-las pelas bandas de absorção características do infravermelho, que estão nos comprimentos de onda entre 400 cm^{-1} a 1000 cm^{-1}. Além disso, é possível identificar a presença de novas ligações químicas radioinduzidas, provocadas pela quebra de ligações químicas na cadeia polimérica e rearranjos pós – irradiação.

Empregando a Análise Térmica Diferencial (DSC) estudam-se as transições térmicas dos polímeros, como o ponto de fusão cristalina (T_m), e a temperatura de transição vítrea (T_g), utilizando análises de variação de entalpia de amostras em função da temperatura ou tempo. Há proporcionalidade entre a área sob a curva de transição de fusão cristalina e a quantidade de calor absorvido pela amostra durante o processo de fusão. Observando os valores desta área pode-se inferir o grau de cristalinidade do material. Este trabalho tem como objetivo analisar a interação da radiação com os nanocompósitos produzidos, através das técnicas de caracterização acima descritas.

2. METODOLOGIA

Os nanocompósitos são produzidos pela mistura de uma solução mãe, contendo 150 mg de PVDF em 3 ml de solvente Dimetilacetamida (DMAC) e 1 gota de Anidrito Acético, acrescida de 0,8 μl de uma segunda solução contendo 10 mg de ZrO_2 em 1 ml de DMAC e finalmente 250 μl da solução de

MWCNT, contendo 5 mg de MWCNT em 10 ml de DMAC. A mistura é então auxiliada por agitação magnética e vai ao forno com temperatura de 60 ^{o}C para evaporação do solvente, como demonstrado na Fig. 1(a) e posterior formação do filme, como mostra a Fig. 1(b). Para a homogeneização da solução utilizou-se, diariamente, banho ultrassônico até que a solução pudesse ser despejada em placa de Petri.



(a) (b)

Fig. 1(a) Nanocompósito em processo de secagem e (b) filme de nanocompósito após secagem.

As amostras foram então irradiadas com uma fonte de Cobalto 60, no Laboratório de Irradiação Gama do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (LIG- CDTN), com doses de 100 kGy a 1000 kGy à uma taxa de dose de 16.706,62 Gy/h, para se obter maior dose em menor tempo, favorecendo assim a irradiação em altas doses. Medidas de absorção óptica foram realizadas em um espectrômetro no UV-Vis Shimadzu UV-2401 PC em comprimentos de onda de 190 nm e 900 nm. Os espectrogramas de FTIR dos filmes foram obtidos com o equipamento Bomem em modo absorbância e resolução de 1 cm^{-1}, com 32 varreduras do espectro entre 400 cm^{-1} e 4.000 cm^{-1} à temperatura ambiente. Para DSC as medidas foram realizadas entre 20 ºC a 200 ºC, em duas corridas, salvando a segunda, em um equipamento Q10 da TA Instruments.

3. RESULTADOS

Os espectrogramas UV-Vis coletados em até duas horas após a irradiação revelaram um aumento gradativo nas intensidades de absorção nos comprimentos de onda 194 nm, 223 nm e 274 nm, associadas à formação de simpletos, dupletos e tripletos de ligações conjugadas C=C, respectivamente [8], como pode ser observado na Fig. 2.

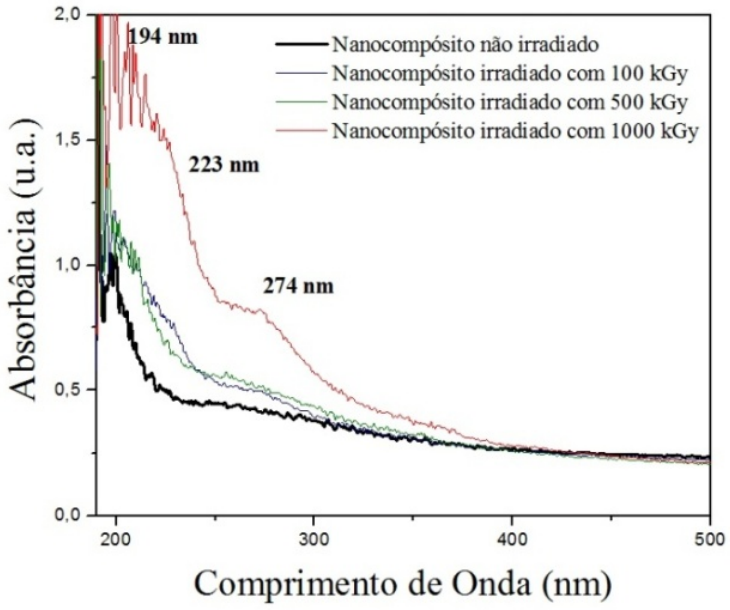


Fig. 2. Espectrograma de UV-Vis dos nanocompósitos não irradiado e irradiados com doses entre 100 kGy e 1000 kGy.

As medidas de FTIR apresentadas na Fig. 3 mostraram um incremento de absorção entre 1500 cm^{-1} a 1860 cm^{-1}. Esta faixa de absorção é devido ao incremento das bandas em 1715 cm^{-1}, 1730 cm^{-1}, 1754 cm^{-1} e 1854 cm^{-1} atribuídas, respectivamente, às ligações C=C e C=O [9].

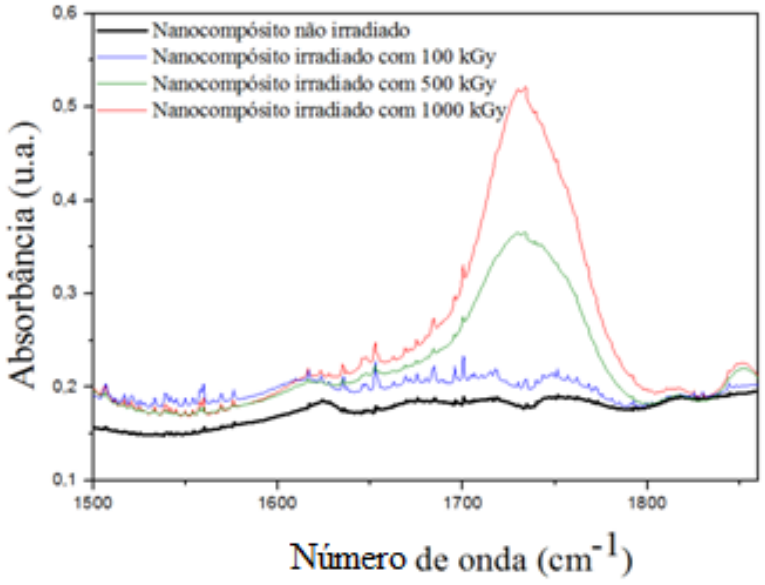


Fig. 3. Espectrograma de FTIR dos nanocompósitos não irradiado e irradiado com doses entre 100 kGy e 1000 kGy, nos comprimentos de onda entre 1500 cm^{-1} a 1860 cm^{-1}.

As análises por FTIR nos permitem também verificar a fase em que a matriz de PVDF do nanocompósito encontra-se, uma vez que cada uma dessas fases possui bandas de absorção características. Na Fig. 4 observamos que o polímero encontra-se em sua fase Gama (511 cm^{-1} e 813 cm^{-1}), porém apresenta também algumas bandas características da fase Beta (508 cm^{-1} e 840 cm^{-1}).

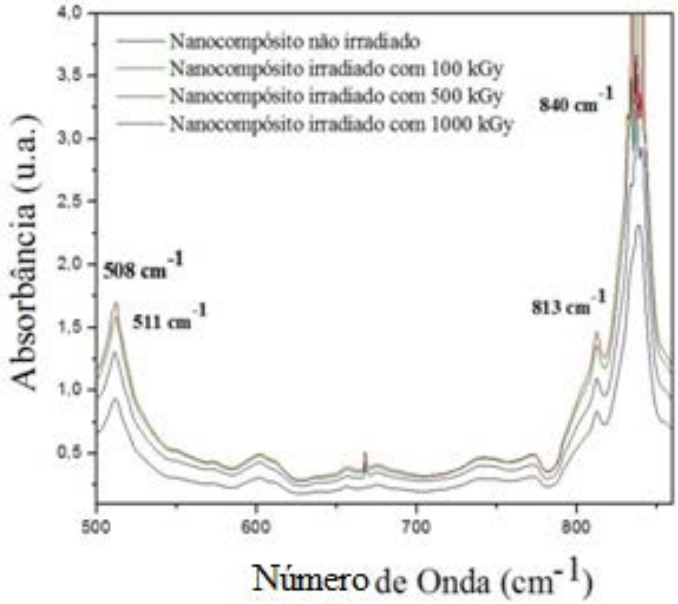


Fig. 4. Espectrograma de FTIR dos nanocompósitos não irradiados e irradiados com doses entre 100 kGy e 1000 kGy, nos comprimentos de onda entre 500 cm^{-1} a 860 cm^{-1}.

Por outro lado, a análise térmica nos permite verificar a integridade da fase cristalina da matriz polimérica após o processo de irradiação, através da quantificação do calor latente de fusão cristalina (T_m). Na Fig. 5 observa-se pouca variação no T_m demonstrando uma boa resistência do nanocompósito à irradiação gama em comparação com o mesmo polímero puro irradiado com doses semelhantes [9].

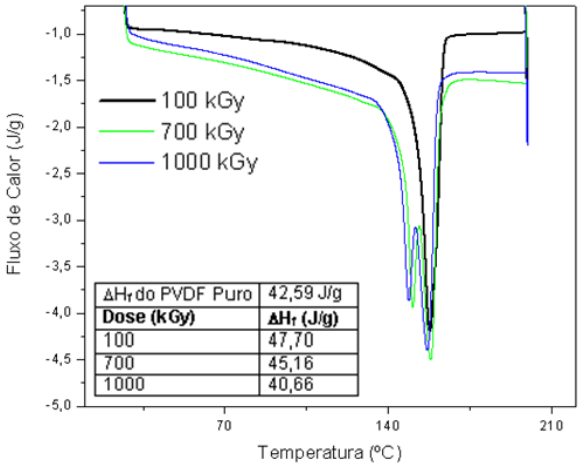


Fig. 5. Termograma dos nanocompósitos irradiados com doses entre 100 kGy e 1000 kGy.

Este resultado demonstra que o nanocompósito possui resistência ao processo de irradiação o que favorece sua utilização em aplicações em que esta exposição é requerida, como na indústria aerosepacial, por exemplo, em que os materiais são expostos à radiação cósmica e também quando aplicados em materiais médicos, em que estes são esterilizados por radiação gama.

4. CONCLUSÃO

Através dos métodos de análise de UV-Vis, FTIR e DSC é possível caracterizar amostras de nanocompósitos com base polimérica e os efeitos da interação da radiação com as mesmas. Nas amostras analisadas foi possível a visualização da formação de insaturações através dos métodos de UV-Vis e FTIR. Por meio da DSC acompanharam-se os efeitos da irradiação na estrutura cristalina da matriz polimérica e foi verificado que a integridade cristalina foi mantida após esse processo, uma vez que houve uma variação pouco significativa dos valores de T_m. Esses resultados demonstram que os nanocompósitos podem ser utilizados em aplicações que demandem irradiações de altas doses, sem degradação significativa de sua estrutura.

AGRADECIMENTOS

Pelo auxílio financeiro e suporte técnico os agradecimentos à Fundação de Amparo a Pesquisa de Minas Gerais (FAPEMIG), ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPQ), à Faculdade de Medicina da Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG) e ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] A. J. Lovinger. “Ferroelectric Polymers”, Science, Vol. 220, pp. 1115-1121(1983).

[2] C. Xing et al., “Impact of ionic liquid-modified multiwalled carbon nanotubes on the crystallization behavior of poly(vinylidene fluoride)”, The Journal Physical Chemistry, Vol. 116, pp. 8312-8320 (2012).

[3] S. Iijima, “Helical microtubules of graphic carbon”, Nature, Vol. 354, pp. 56-58 (1991).

[4] L. He et al., “Effect of multi-walled carbon nanotubes on crystallization, thermal, and mechanical properties of poly(vinylidene fluoride)”, Polymer Composites, pp. 921-926 (2010).

[5] W. Huang et al, “Nanocomposites of poly(vinylidene fluoride) with multiwalled carbon nanotubes”, Journal Applied Polymer Science, Vol. 113, pp. 3238-3248 (2010).

[6] D. A. Skoog et al, “Fundamentos de Quimica Analitica”, Editora Thomson, Tradução da 9ª ed., (2005).

[7] M. Kobayashi and Thomas E.L., “Macromolecules”, Vol. 8, pp. 158, (1975).

[8] A. S. Medeiros, L. O. Faria, “High gamma dose response of poly(vinylidene fluoride) copolymers”, in *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B, Beam Interactions with Materials and Atomis (Print*), v. 268, 2010, pp. 2740 – 2743.

[9] A. S. M. Batista, M. R. Gual, C. Pereira, L. O. Faria, "Thermal analysis for Study of the Gamma Radiation effects in Poly(vinylidene fluoride)", in Radiation Physics and Chemistry, v. 116, pp. 345–348 (2015).

Id.: AP-05

ESTUDO DOS ELEMENTOS TERRAS RARAS NO ENTORNO DA MINA OSAMU UTSUMI, INB-CALDAS, MG

Rodrigo Reis de Moura [1], Maria Ângela de Barros Correia Menezes [1,2]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais
Escola de Engenharia, Departamento de Engenharia Nuclear, Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucelares
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Serviço de Técnicas Analíticas (SERTA), Laboratório de Ativação Neutrônica
Av. Presidente Antônio Carlos, 6627 – Campus Pampulha, Belo Horizonte, MG
rodrigoreismoura@gmail.com

Palavras-Chave: Análise por Ativação Neutrônica, Método k_0, Elementos Terras Raras.

RESUMO

O estudo de indicadores da qualidade do meio ambiente é uma ferramenta muito usada para diagnosticar e interpretar processos significativos da contaminação de importantes matrizes ambientais como solo, sedimento, água e plantas. A determinação das concentrações de elementos químicos depende muito de técnicas analíticas capazes de determinar até mesmo concentrações da ordem de traços, em especial, nas amostras biológicas. A ativação neutrônica (AAN) é uma técnica analítica nuclear aplicada na determinação da composição química elementar por meio da indução de radioatividade artificial em uma amostra, mediante a irradiação com nêutrons e posterior medida da radioatividade produzida. É uma técnica não destrutiva, que requer pouca ou nenhuma preparação da amostra. Além de ser multielementar, oferece limites de detecção da ordem de $\mu g.kg^{-1}$, determinando concentrações na faixa de porcentagem a elementos traços. Uma das formas de aplicar essa técnica é por meio do método k_0 que não necessita de padrões dos elementos de interesse, procedimento usual nas técnicas analíticas. Neste estudo, as amostras foram irradiadas no reator de pesquisa TRIGA MARK I IPR-R1 localizado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Os dados obtidos neste estudo têm por finalidade realizar uma avaliação radiosanitária de uma área de mineração: Mina de Urânio Osamu Utsumi (INB-Caldas, MG). O objetivo principal é determinar as concentrações de Elementos Terras Raras (ETRs) no sistema solo-planta presentes em área circunvizinha a cava da mina. Os resultados preliminares evidenciaram que as amostras analisadas apresentam uma bioacumulação considerável para os elementos de interesse (La, Ce, Nd, Sm, Eu, Tb, Yb e Sc) variando de $\Sigma ETRs = 0{,}030\ mg.kg^{-1}$ a $\Sigma ETRs = 297\ mg.kg^{-1}$.

1. INTRODUÇÃO

A investigação da presença de elementos traços no meio ambiente depende muito de técnicas analíticas sensitivas em função das baixas concentrações destes, em especial, nas amostras biológicas. Diante disso, é necessário considerar métodos físicos analíticos que utilizam altas energias para revelar os mecanismos químicos e biológicos na transferência, acumulação e fracionamento destes traços como no caso das plantas. Uma técnica usualmente aplicada nesses estudos é a análise por ativação neutrônica (AAN). Nos últimos anos a AAN tem tido uma aplicação extensa em vários campos de pesquisa como a biologia, geologia, meio ambiente, entre outras [1,2]. Trata-se de uma técnica analítica que possibilita resultados

exatos. É sensível sendo, seletiva, não destrutiva e multielementar. Por essas características, a técnica torna-se essencial nos estudos qualitativos e quantitativos de elementos como os Elementos Terras Raras (ETRs) que podem estar presentes em diferentes matrizes e em concentrações no nível de traços.

Neste estudo, a análise por ativação neutrônica foi realizada aplicando-se o método de k_0 padronizado que se baseia no conhecimento dos parâmetros espectrais no local de irradiação; utiliza um sistema de contagem gama absolutamente calibrado e por constantes nucleares chamadas de k_0. Junto às amostras foram irradiados monitores de fluxo de nêutrons, compostos de uma liga certificada, fornecida pelo Instituto de Materiais de Referência e Medidas (IRMM, *Institute for Reference Materials and Measurements*), na Bélgica, Al-0,1%Au, IRMM-530RA. A escolha por esse método se justifica por ele apresentar uma ampla vantagem sobre os demais métodos, pois elimina o uso de padrões multielementares por um único padrão correspondente [3,4].

O objetivo deste trabalho foi analisar por meio de técnica nuclear a bioacumulação de ETRs por plantas oriundas de uma área de mineração. A motivação maior está na importância ambiental que estes elementos têm ganhado, uma vez que eles podem estar direta e indiretamente ligados à cadeia alimentar. Alguns países como a China têm produzido muitos estudos de caso sobre a interação dos ETRs com as plantas muito em função da ampla exploração dos minerais de terras raras em seu território bem como o uso desses elementos na agricultura do país, através dos fertilizantes fosfatados. Isso tem preocupado os pesquisadores, uma vez que ainda são desconhecidos os efeitos que os elementos dessa série podem provocar ao ambiente natural e consequentemente aos organismos vivos [5].

2. METODOLOGIA

2.1. Amostragem

As amostras analisadas neste trabalho foram coletadas da Mina Osamu Utsumi, uma mina de urânio a céu aberto de propriedade das Indústrias Nucleares do Brasil (INB). A área da mina está localizada no planalto de Poços de Caldas, região sudoeste de Minas Gerais, à aproximadamente 460 km de Belo Horizonte. Do início ao término (1977 a 1995) da exploração dessa jazida foram extraídas cerca de 1.030 t. de urânio em cerca de 2 milhões de toneladas de minério tratado. Nesse período, foi produzido também 44 milhões de toneladas de resíduos sulfetados contendo, além de metais como zinco, manganês, alumínio e ferro, também os Elementos Terras Raras que constituem juntamente com outros elementos os depósitos de resíduos ou pilhas de estéril (Bota-Fora, BF), dentre os quais se destaca como principal interesse nesse estudo o BF-4 [6].

A amostragem do sistema solo-planta da área de estudo tem por objetivo avaliar os teores de ETRs, assim como os mecanismos de transferência e fracionamento destes elementos da raiz para as partes aéreas das plantas que compõem a vegetação local. A amostragem ocorreu no período de dezembro de 2015 em 3 pontos caracterizados geograficamente por meio de visita ao campo e de localização do acesso. As informações de localização dos pontos foram obtidas por aparelho de GPS e o enquadramento geográfico foi feito através da plataforma ArcGIS® *software* by Esri. ArcGIS®, ArcCatalog™ and ArcMap™.

2.2. Preparação das Amostras

No laboratório de preparo, as amostras foram lavadas com água corrente e posteriormente por água deionizada. Em seguida foram segmentadas em raiz, caule e folhas, identificadas, acondicionadas em béquer de polietileno vedado com filme plástico e preservadas em freezer. Em um segundo momento, as amostras passaram por um processo de liofilização. A liofilização consiste numa técnica de secagem da amostra cujo objetivo é a remoção da água contida nos tecidos do material estudado através de sublimação sob condições de pressão muito baixas. Esse procedimento garante a preservação das características físico-química das amostras que se pretende analisar. Após a liofilização as amostras foram pesadas em balança de precisão e moídas em centrífuga a 10 rpm por 20 s numa granulometria heterogênea. Depois, as amostras foram pesadas em vials de polietileno adequados para a irradiação. As amostras de folha, caule e raiz de cada planta foram inseridas em frascos maiores de polietileno, sendo colocadas entre dois monitores (Al-Au ~ 0,1%, disco de 6 mm de diâmetro e 0,2 mm de altura).

2.3. Irradiação

A irradiação foi realizada no reator de pesquisa TRIGA MARK I IPR-R1 no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN), Belo Horizonte. Os recipientes contendo as amostras foram irradiados por 8 horas, numa potência de 100 kW nas posições de irradiação PI-6, PI-7 e PI-8, respectivamente, na mesa giratória do reator, sendo submetidos a um fluxo de nêutrons térmicos de 6,6 x 10^{11} n.cm^2.s^{-1}, sendo f igual a 22,32, e α igual a - 0,0022. Esse período é suficiente para se ativar aqueles radionuclídeos que apresentam meias vidas médias (menor que 3 dias) e longas (maior que 10 dias) [7,8].

2.4. Contagem – Espectrometria Gama (γ)

Após a irradiação e esperado um tempo adequado para decaimento dos radionuclídeos com meias vidas mais curtas e interferentes, as amostras e os monitores tiveram seus radionuclídeos analisados por espectrometria gama. A instrumentação usada para medir a radiação gama (γ) consiste de um detector semicondutor, uma eletrônica específica associada (pré-amplificador e amplificador de alta voltagem) e analisadores multicanal conectados a microcomputadores com programas específicos para aquisição dos espectros das energias gama (γ) detectadas. Os vials de polietileno irradiados foram submetidos a espectrometria gama, sendo realizada a contagem em um suporte de plexiglass sobre o detector HPGe CANBERRA® - resolução (FWHM) de 1,75 keV na energia de 1332 keV do ^{60}Co e 50% de eficiência. As medições foram realizadas em uma distância (detector-amostra) na qual o tempo morto foi mantido menor que 10% [9]. A contagem foi realizada por um tempo suficiente para se obter uma estatística adequada. Nas primeira e segunda contagens, o objetivo foi medir a emissão gama de radionuclídeos com meias vidas médias como os dos elementos La, Sm, e U. Na terceira contagem, os radionuclídeos medidos foram os com meias vidas mais longas como os dos elementos Ce, Eu, Tb, Yb, Sc e Th [10]. O *software* Genie-2000® foi usado para a aquisição dos espectros gama.

2.5. Cálculos

Os espectros obtidos pelo *software Genie 2k spectra* (*.cnf), foram posteriormente tratados no *software* HyperLab® V.2009.1 [11], mais adequado para a deconvolução dos espectros gama. No HyperLab, as análises dos picos das energias de interesse tanto para os monitores quanto para as amostras geraram 2 arquivos de extensão SAMPO-90 PTF (*.ptf) e SPE (*.spe) para cada amostra. As concentrações elementares foram, então, calculadas no *software* Kayzero for Windows V.2.46, específico para o método k_0. Os radionuclídeos de principal interesse nesse estudo e suas respectivas energias gama e meias vidas são apresentados na Tab.1.

Tab.1 Radionuclídeos e suas principais energias e meias vidas.

Elemento	***Radionuclídeo***	***Principais Energias (keV)***	***Meia Vida***
La	^{140}La	328, 487, 815, 1596	1,68 d
Ce	^{141}Ce	145	32,5 d
Nd	^{147}Nd	91 e 531	10,9 d
Sm	^{153}Sm	103 e 69,7	1,95 d
Eu	^{154}Eu	1.274	8,80 a
Tb	^{160}Tb	298, 879, 1178, 1199, 1271 e 1312	72,3 d
Yb	^{175}Yb	282 e 396	4,19 d
Sc	^{46}Sc	889,3 e 1120,5	83,8 d
Th	^{233}Pa	311	27,0 d
U	^{239}Np	228 e 277	2,35 d

3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

As concentrações de ETRs nas plantas, em condições naturais, tendem a ser relativamente baixas e isso muito em função da baixa solubilidade dos elementos que compõem a série. No entanto, algumas espécies possuem uma grande capacidade de acumular altas concentrações, ou seja, as concentrações em plantas variam numa ampla faixa, de traços a percentagem [12]. Nas 3 amostras de plantas analisadas neste trabalho (Tab.2), os valores obtidos na área de estudo apontam concentrações médias superiores até 6 vezes as ocorrências médias encontradas na crosta terrestre para os ETRs cujos valores totais (ΣETRs) variam de ΣETR = 66 mg.kg^{-1} no Ce a ΣETR = 1 mg.kg^{-1} no Eu e Tb. Nestes valores preliminares é preciso levar em consideração que os teores de ETRs no substrato podem condicionar tais concentrações nas plantas assim como as condições de pH na rizosfera e no xilema. Por se tratar de um grupo coerente de elementos com características físico-químicas semelhantes pode-se verificar claramente que as concentrações respeitam a divisão clássica dos Elementos Terras Raras tendo as concentrações de ETRs-Leves (La, Ce e Nd) > ETRs-Médios (Sm e Eu) > ETRs-Pesados (Tb, Yb e Sc) para todas as amostras analisadas. Na análise das amostras é possível verificar que as maiores concentrações para ETRs estão na *Planta 3* (ΣETR = 593,56 mg.kg^{-1}), *Planta 2* (ΣETR = 586,16 mg.kg^{-1}) e *Planta 1* (ΣETR = 274,66 mg.kg^{-1}). Sendo os maiores valores detectados no caule, seguido por raiz e folhas. Uma análise dos elementos mostra que entre os ETRs as maiores concentrações são do La e as menores do Sc.

Na natureza, os ETRs estão intimamente associados ao tório e ao urânio, elementos com comportamento químico similar ao dos lantanídeos, pertencendo ao Grupo III-A na Tabela Periódica. Por esse motivo as análises neste estudo levam em consideração também as concentrações para esses dois elementos nas

amostras. Desta forma as concentrações foram similares ao comportamento demonstrado pelos ETRs, maiores na *Planta 3*(Σ = 134,66 mg.kg^{-1}), seguida pela *Planta 1* (Σ = 19,09 mg.kg^{-1}) e *Planta 2* (Σ = 10,26 mg.kg^{-1}), tendo as concentrações variado de 1,09 mg.kg^{-1} no tório até 108 mg.kg^{-1} no urânio, Tab.2.

Tab.2 Concentração de ETRs, U e Th (mg.kg^{-1}) em plantas oriundas da Mina Osamu Utsumi (INB-Caldas/MG).

	Planta 1	***Planta 2***	***Planta 3***
Elementos	Conc. ± DP	Conc. ± DP	Conc. ± DP
La	297 ± 13	141± 3	194 ± 38
Ce	191 ± 8	90 ± 1	119 ± 45
Nd	85± 1	41± 1	240 ± 12
Sm	11,4 ± 0,1	1,7 ± 0,1	24,7 ± 0,2
Eu	0,79 ± 0,04	0,65 ± 0,03	7,00 ± 0,04
Tb	0,23 ± 0,01	0,15 ± 0,01	0,81 ± 0,01
Yb	0,55 ± 0,01	0,33 ± 0,02	7,63 ± 0,02
Sc	0,100 ± 0,002	0,030 ± 0,001	0,20 ± 0,01
Th	7,2 ± 0,1	1,09 ± 0,03	26,8 ± 0,1
U	11,93 ± 0,05	9,2 ± 0,6	108 ± 6

Conc. ± DP: Concentração ±Desvio Padrão

4. CONCLUSÃO

Os dados ora apresentados são preliminares, não representando conclusivamente os resultados que se pretende alcançar ao final desta pesquisa. No entanto, os dados de momento permitem concluir que existe uma bioacumulação considerável por parte das plantas analisadas, procedentes da área da mina Osamu Utsumi. No entanto, é preciso aprofundamento nas investigações em relação aos aspectos das complexações existentes, tanto exógenas, no nível de rizosfera (associados aos exudatos das raízes) quanto endógenas, no nível de ligantes presentes no xilema que desempenham importante papel no processo de fracionamento destes elementos nas partes aéreas das plantas (pH, Eh, fluxos de água, etc.).

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem a CAPES, pelo apoio financeiro por meio de concessão da bolsa de doutoramento, ao CDTN/CNEN pelo apoio a pesquisa no âmbito técnico-científico e à INB-Indústrias Nucleares do Brasil S.A. por permitir a coleta das amostras.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] T. Liang *et al.*, “A review of fractionations of rare earth elements in plants”, Journal Rare Earths, pp. 7-15 (2008).

[2] M. D. Glascock, “An review of neutron activation analysis”, University of Missouri, Columbia (2004). *Access*: www.missouri.edu/~glascock/archlab.htm.

[3] A. Simonits *et al.*, "Single comparator methods in reactor neutron activation analysis", Journal of Radioanalytical Chemistry, V. 24, pp. 31-46 (1975).

[4] F. De Corte, "The k_0-standardization method: A move to the optimization of neutron activation analysis", Thesis, University of Gent (1987).

[5] S. M. Ding *et al.*, "Accumulation and Fractionation of Rare Earth Elements (REEs) in wheat: controlled by phosphate precipitation, cell wall absorption and solution complexation", Journal of Experimental Botany, V. 420, pp. 2765-2775 (2005).

[6] M. Cipriani, "Mitigação dos impactos sociais e ambientais decorrentes do fechamento definitivo de minas de urânio", Tese, Universidade Estadual de Campinas, Brasil (2002).

[7] R. Jaćimović *et al.*, "Determination of major and trace elements in some minerals by k_0-instrumental neutron activation analysis", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, V. 253, pp. 427-434 (2001).

[8] M. Â. B. C. Menezes e R. Jaćimović, "Optimised k_0-instrumental neutron activation method using the TRIGA MARK I IPR-R1 reactor at CDTN/CNEN, Belo Horizonte Brazil", Nuclear Instruments and Methods in Physical Research A, V. 564, pp. 707-715 (2006).

[9] M. Â. B. C. Menezes e R. Jaćimović, "Implementation of a methodology to analyse cylindrical 5-g sample by neutron activation technique, k_0 method, at CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil", Journal Radioanal Nuclear Chemistry, V. 300, pp. 523-531 (2014).

[10] E. Orvini *et al.*, "Rare Earth Elements determination in environmental matrices by INAA", Microchemical Journal, V. 67, pp. 97-104 (2000).

[11] A. Simonits *et al.*, "HyperLab: A new concept in gamma-ray spectrum analysis", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, V. 257, pp. 589-595 (2003).

[12] C. H. Evans, "Biogeochemistry of the lanthanides", Biochemistry of the Elements Series, New York: Springer-Verlag, V.8, pp. 444 (1990).

Id.: AP-06

DETERMINAÇÃO DE ELEMENTOS QUÍMICOS EM GRÃOS DE MILHO: USO DA TÉCNICA DE ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA

Wellington Ferrari da Silva[1], Maria Ângela de B.C. Menezes[1,2], Douglas José Marques[3]

[1] Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear, Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
[2] CDTN/CNEN, Serviço de Técnicas Analíticas, Laboratório de Ativação Neutrônica
Avenida Antônio Carlos, 6627, Pampulha, CEP 31270901 - Belo Horizonte, MG
[3] Universidade José do Rosário Vellano, Faculdade de Agronomia, Rod. MG 179, km 0, CEP 37130000 - Alfenas, MG
wferrari250@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Análise por Ativação Neutrônica, Nutrientes, Milho

RESUMO

O objetivo deste estudo foi determinar os nutrientes em grãos de milho verificando a eficiência da técnica de análise por ativação neutrônica ao ser aplicada nessa matriz. As amostras de grãos de milho, variedade 5055 da Agroceres, foram coletadas em uma propriedade situada na região da cidade de Biquinhas, MG, e irradiadas no reator nuclear TRIGA MARK I IPR-R1, do CDTN/CNEN. Assim, constatou-se a presença de Au, Br, Co, Fe, K, Mo, Na, Rb e Zn. A análise por ativação com nêutrons se mostrou adequada na determinação dos elementos analisados, demostrando assim, a potencialidade da análise multielementar.

1. INTRODUÇÃO

O milho (*Zea mays* L.) é uma planta cultivada em regiões quentes e temperadas de todo o mundo, sendo o cereal de maior produção no Brasil. Representa uma das principais culturas da agricultura brasileira, não somente no aspecto quantitativo, como também no que diz respeito à sua importância estratégica por base da alimentação animal e humana [1].

Esta cultura, entretanto pode ser afetada por muitos problemas, principalmente a absorção e translocação de nutrientes. A necessidade de alcançar elevados patamares de produtividade tem resultado em uma crescente preocupação com o uso de nutrientes na adubação. Tais problemas podem influenciar no produto final e nos elementos presentes nos grãos de milho.

Várias técnicas analíticas podem ser aplicadas na determinação da composição qualitativa e quantitativa de vegetais como, por exemplo, colorimetria, espectrometria de absorção e emissão atômica, cromatografia e fluorescência de raios-X. Outra técnica é a análise por ativação neutrônica que apresenta vantagens como não exigir a dissolução da amostra - condição imprescindível para outras técnicas - ser multi-elementar, determinar elementos químicos na faixa de concentração de traços a percentagem. No caso de vegetais, matriz orgânica, a matriz não se ativa durante a irradiação por ser composta de C, O, H, N. Após cerca de dois meses, a amostra é considerada resíduo e não rejeito radioativo, de acordo com CNEN-NN-3.01 “Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica”, Posição Regulatória-3.01/001:2011.

O princípio da análise por ativação, AAN, consiste em submeter uma amostra a um fluxo de nêutrons, com o intuito de produzir isótopos radioativos dos núcleos presentes na amostra original, reação esta conhecida como ativação [2].

Na área agronômica, vários trabalhos têm sido publicados como o dos autores Jimba e Ige, 1990 [3] que aplicaram a AAN para determinar elementos traço (Co, Zn, Fe e Cr) em alguns grãos como: arroz, soja, milho e amendoim. Os resultados sugeriram que uma dieta desses grãos proporciona uma concentração adequada desses elementos essenciais.

Varias pesquisas também foram realizadas em sistemas de cultivo de diversos produtos vegetais como café [4], batata [5], feijão [6].

Desta forma, este trabalho objetivou determinar os elementos presentes em grãos de milho, por análise de ativação neutrônica. Foi aplicado o método k_0 aliado à metodologia de análise de amostras grandes, recém-estabelecida no CDTN [7].

2. METODOLOGIA

2.1 Coleta

Para este trabalho, as amostras de grãos de milho, variedade 5055 da Agroceres, foram coletadas de forma aleatória em uma propriedade, situado no município de Biquinhas, MG, a 18º46’58’’ de latitude sul e 45º30’08’’ de longitude oeste, a uma altitude média de 629 metros.

2.2 Preparo

As espigas foram levadas para o laboratório, debulhadas e lavadas em água corrente e em água deionizada e colocadas em seguida para secar à temperatura ambiente. Após a secagem, as amostras de milho foram pesadas em triplicata em frascos de polietileno adequadas para a irradiação, com massas em torno de 2,5g.

Acompanhando as amostras em estudo, foram utilizados monitores de fluxos de nêutrons, liga certificada de Al-Au (0,1%), IRMM-530RA, fornecida pelo Instituto de Materiais de Referência e Medidas (IRMM, *Institute for Reference Materials and Measurements*), Bélgica.

2.3 Irradiação

As irradiações foram realizadas no reator TRIGA MARK-I IPR-R1, localizado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN. As amostras foram irradiadas na mesa giratória na posição de irradiação PI-7, estando o reator operando a 100 kW. Nesta posição, os parâmetros espectrais f e α são 22,32 e - 0,0022 respectivamente, e o fluxo de nêutrons térmicos é $6{,}35 \times 10^{11}$ n cm^{-2} s^{-1} [8].

2.4 Espectrometria Gama

Após a irradiação foi esperado um tempo suficiente para o decaimento dos radionuclídeos de meias vidas mais curtas e interferentes e, em seguida, foi executada a espectrometria gama em um detector coaxial HPGe, com 50% de eficiência nominal, modelo GC 5019 CANBERRA, associado a eletrônica apropriada e a um programa de aquisição de espectros Genie 2K, CANBERRA. As contagens foram realizadas nas energias gama características dos radiosótopos produzidos. Para a determinação da área do pico de energia gama característica, foi usado o programa HyperLab [9], específico para análise de espectros gama. Para o cálculo da concentração elementar, foi usado o programa Kayzero for Windows® [11].

3. RESULTADOS

Por ser uma técnica multielementar, diversos elementos foram determinados, entretanto, vários apresentaram resultados abaixo do limite de detecção. A Tab. 1 apresenta os elementos que tiveram resultados de concentração acima do limite de detecção, os radioisótopos formados na ativação e as suas respectivas energias dos raios gama e meias vidas [11].

Tab. 1. Elementos determinados por ativação neutrônica

Elementos	Radioisótopo	Energia (keV)	MeiaVida
Au	^{198}Au	411,8	2,69 dias
Br	^{82}Br	554	1,47 dias
Co	^{60}Co	1173,2 e 1332,5	5,27 anos
Fe	^{59}Fe	1099,3 e 1291,6	44,5 dias
K	^{42}K	1524,7	12,4 horas
Mo	^{99}Mo	140,5	2,75 dias
Na	^{24}Na	1368	14,9 horas
Rb	^{86}Rb	1077	18,7 dias
Zn	^{65}Zn	1115,5	244 dias

A Tab.2 mostra as médias das concentrações obtidas nas amostras analisadas em triplicata, assim como os elementos que tiveram resultados abaixo do limite de detecção.

Pode-se observar que os valores de potássio encontram-se entre os maiores com 2,9 $mg.g^{-1}$. Ritchei e colaboradores [12] também avaliaram esse mesmo elemento na cultura do milho e constataram que a maior concentração de potássio presente na estrutura vegetativa da planta, aproximadamente 35%, concentra-se nos grãos.

Tab. 2. Concentração dos elementos nas amostras em estudo.

Elementos	**Média ± DP** (mg.kg^{-1})	**Elementos**	**Média ± DP** (mg.kg^{-1})
Ag	< 0,02	Na	5,5 ± 0,5
As	< 0,008	Nd	< 0,4
Au	(2,8 ± 1)*	Rb	4,4 ± 0,4
Ba	< 1,4	Sb	< 0,002
Br	0,33 ± 0,06	Sc	< 0,003
Ca	< 220	Se	< 0,08
Cd	< 0,1	Sm	< 0,001
Co	(4,9 ± 0,6)*	Sr	< 3
Cr	< 0,1	Ta	< 0,003
Cs	< 0,005	Tb	< 0,003
Fe	13 ± 1	Th	< 0,01
Hg	< 0,03	U	< 0,01
K	(2,9 ± 0,4)**	W	< 0,01
La	< 0,001	Yb	< 0,01
Mo	0,26 ± 0,01	Zn	22 ± 4

DP, Desvio Padrão; *, (μg. kg^{-1}); **, %

Observa-se que diversos elementos apresentaram concentrações abaixo do limite de detecção. Esses resultados se mostraram satisfatórios, pois estes elementos poderiam promover algum dano à saúde humana e à germinação da planta.

4. CONCLUSÃO

As concentrações de 9 elementos - Au, Br, Co, Fe, K, Mo, Na, Rb e Zn – em amostras de grãos de milho foram obtidas pela análise por ativação neutrônica. Esta técnica demonstrou que é adequada para determinar diversos elementos químicos em órgãos vegetais.

Verifica-se que os grãos de milho analisados apresentaram concentrações tanto de elementos considerados como macronutrientes, tanto para micronutrientes para as plantas, como aqueles potencialmente tóxicos às plantas e aos animais.

AGRADECIMENTOS

Ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN), ao disponibilizar os laboratórios e toda a estrutura necessária para o desenvolvimento deste trabalho e à CAPES, pela bolsa de estudo.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] R. F. López-Overejo *et al.*, Manejo de plantas daninhas na cultura do milho. In: FANCELLI, A. L.; DOURADO-NETO, D. (Eds). Milho: Estratégicas de Manejo para Alta produtividade. Piracicaba: Escola Superior de Agricultura “Luiz de Queiroz”, Departamento da Produção Vegetal, pp. 47-79 (2003).

[2] International Atomic Energy Agency. Practical aspects of operating a neutron activation analysis laboratory. Vienna: IAEA, 1990, pp 7-32 (TECDOC – 564).

[3] B. Jimba; T. Ige, "Concentration of Cr, Fe, Co and Zn in some Nigerian food grains", J. Radioan. Nucl. Chem.; V.144, n.6, pp. 447-452 (1990).

[4] E. A. N. Fernandes *et al*., "INAA as a tool to identify organically grown food", Transactions of the Americam Nuclear Society, La Grange Park, V. 91, pp. 847-848 (2004).

[5] M. A. Bacchi *et al*., "Conventional and organic potatoes: Assessment of elemental composition using k_0-INAA", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, V. 259, pp. 421-424 (2004).

[6] L.G. Santos *et al*., "Evaluation of conventional and organic beans by instrumental neutron activation analysis", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, V. 270, pp. 249-252, (2006).

[7] M. Â. B. C. Menezes and R. Jacimovic, "Optimised k_0 – instrumental neutron activation method using the TRIGA MARK I IPR-R1 reactor at CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil", Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A, V. 564, pp. 707-715 (2006).

[8] M. Â. B. C. Menezes and R. Jacimovic, "Implementation of a methodology to analyse cylindrical 5-g sample by neutron activation technique, k_0 method, at CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, V. 300, pp. 523-531 (2014).

[9] Institute of Isotopes. Hyperlab V. 2009, User's manual. Budapest (2009).

[10] C. E. Crouthamel, F. Adams, R. Dams, "Applied gamma-ray spectrometry"**,** Ed. Pergamon Press, 753 p, (1970).

[11] Kayzero for Windows®, "User's Manual, for reactor neutron activation analysis (NAA) using the k_0 standardisation method", Ver. 2.42. k_0-Ware, Heerlen, The Netherlands (2011).

[12] S. W. Ritchei, *et al.*, Como a planta de milho se desenvolve. Potafós: Arquivo do Agrônomo, n. 15, 20p. (2003). (Informações Agronômicas, n. 103).

Id.: AP-07

A IMPORTÂNCIA DA FÍSICA NUCLEAR PARA A MEDICINA

Clodoaldo Alves Oliveira[1]

[1] Escola Estadual Padre Miguel
Praça Antonio de Carvalho, Bairro Centro, Simonésia - MG
escola.75884@educacao.mg.gov.br

Palavras-Chave: Física Nuclear, Medicina Nuclear, Radiodiagnóstico, Radiofármacos

RESUMO

O presente trabalho possui como objetivo expor os principais conceitos da Física Nuclear e sua importante contribuição para a Medicina. Observa-se que o público leigo em Física, sob influência da mídia sensacionalista, normalmente associa a Física Nuclear e a Radiação Nuclear com os nomes de enormes desastres nucleares ocorridos em meados do Século XX e início do Século XXI: Hiroshima (1945), Nagasaki (1945), Chernobyl (1986), Goiânia (1987) e Fukushima (2011). Tais desastres não podem ser esquecidos e os erros cometidos no passado de certa forma foram importantes para proposição de novas legislações, procedimentos mais seguros e desenvolvimento de novas tecnologias no campo nuclear. Além disto, por causa dessa mesma mídia sensacionalista, os conceitos e definições mais básicos de Física Nuclear são vistos e absorvidos pela população em geral de maneira errônea e deturpada. Assim, também se pretende com o presente trabalho mostrar para o público leigo em Física, que se por um lado a Radiação Nuclear possui seus perigos em potencial, por outro lado ela pode ser muito útil para o diagnóstico/tratamento de uma gama enorme de doenças. Na prática do cotidiano hospitalar temos como aplicações da Física Nuclear: o cobalto-60 utilizado para o tratamento do câncer, radionuclídeos (oxigênio-15, nitrogênio-13, carbono-11, flúor-18), radiografia de raio-X, tomografia computadorizada (TC), tomografia de emissão de pósitrons (PET), ressonância magnética nuclear e a cintilografia. São utilizados também os Radiofármacos: Tecnécio-99, Iodo-123, Iodo-121, Tálio-201, Gálio-67, Índio-111, Xenônio-133, Criptônio-81 e o Flúor-18. São grandes os benefícios da Física Nuclear para o desenvolvimento da Medicina, como será demonstrado neste trabalho.

1. INTRODUÇÃO

Radiação, do grego “radius” (significa feixe de luz), sendo a luz uma forma de energia, então radiação é a emissão de energia para o exterior, a partir de uma fonte central, sendo que na Física a radiação pode ser nuclear, solar, térmica, etc.

Radiação é energia que se propaga a partir de uma fonte emissora através de qualquer meio, podendo ser classificada como energia em trânsito. Ela se apresenta em forma de partícula atômica ou subatômica energéticas tais como partículas alfa, elétrons, pósitrons, prótons, nêutrons etc. que podem ser produzidos em aceleradores de partículas ou em reatores, e as partículas alfa, os elétrons e os pósitrons são também emitidos espontaneamente de núcleos dos átomos radioativos. A radiação pode se apresentar também em forma de onda eletromagnética, constituída de campo elétrico e campo magnético oscilantes, perpendiculares entre si e que se propagam no vácuo com a velocidade da luz de 3×10^8 m/s. Uma onda eletromagnética é caracterizada pelo comprimento de onda ou pela frequência da onda e as várias faixas constituem o espectro eletromagnético, indo de ondas de frequência extremamente baixa, passando por ondas de rádio, de TV, micro-ondas, radiação infravermelha, luz visível, radiação ultravioleta até chegar

aos raios-X e raios gama. Sendo que, a radiação também é utilizada com o objetivo terapêutico em várias doenças [1].
Em nosso dia-a-dia estamos em contato direto com a radioatividade tanto através de fontes naturais quanto por fontes artificiais, ou seja, criadas pelo próprio ser humano em laboratórios específicos. Sendo exemplos: microondas usadas para cozinhar alimentos, ondas de rádio, ondas de transmissão de tv, ondas de, internet , luz visível e os raios-X usados para a Medicina.
Nem todos os tipos de radiações conhecidas interagem com os corpos, mas as que interagem depositam neles energia. A forma de interação depende do tipo e da energia da radiação e do meio absorvedor [2].
Desta forma, os efeitos da radioatividade no ser humano dependem da dose acumulada, do tempo de exposição e do tipo de radiação. A radioatividade não é nociva para a vida humana quando em pequenas doses, no entanto em doses excessivas pode provocar danos, principalmente cancer no sistema nervosa,Sistema imunológico, aparelho gastrointestinal, medula óssea entre outros e ocasionando por fim a morte do indivíduo [3] .
O presente trabalho possui como objetivo expor os principais conceitos da Física Nuclear e sua importante contribuição para a Medicina, tanto no contexto de diagnóstico como na terapêutica, além de ser uma tentativa de desfazer os erros/equívocos propagados pela mídia sensacionalista no tocante aos enormes desastres nucleares ocorridos em meados do Século XX e início do Século XXI.

2. METODOLOGIA

A metodologia utilizada no presente estudo foi a pesquisa bibliográfica, livros, revistas científicas, teses, relatórios de pesquisa, cujos autores já abordaram o yema proposto, sendo assim um trabalho de revisão bibliográfica.

3. RESULTADOS

Radioatividade é um processo natural e espontâneo, pelo qual os átomos instáveis de um dado elemento químico emitem ou irradiam energia excedente na forma de partículas e/ou ondas eletromagnéticas [1].
No contexto de diagnósticos, a Medicina Nuclear, de forma não invasiva permite identificar uma doença em seus estágios mais iniciais, além de fornecer informações sobre o tipo e/ou extensão da mesma por meio do uso de isótopos radioativos [4].
A radiação mais usada em diagnósticos médicos é a radiografia dos ossos através do uso de raios X. A Medicina Nuclear também faz uso dos isótopos radioativos para diagnósticos e tratamentos de doenças.
Dentre os tipos de radiações usadas pela Medicina Nuclear além dos Raios-X, tem se:

1) Partícula beta: elétron, utilizado em terapias tais como no tratamento de hipertireoidismo, tumores na tireoide e doença de Plummer, por meio do uso do Iodo-131.
2) Pósitron: elétron de carga positiva (anti-matéria de elétron), utilizado nos exames PET (Positron Emission Tomography), sendo o FDG (Flourodesoxiglicose) o principal radiofármaco utilizado neste tipo de exame.
3) Radiação Gama: fóton, isto é, energia na forma de onda eletromagnética que origina-se nos núcleos atômicos e são utilizados na maior parte dos exames na Medicina Nuclear, sendo detectados pela gama-câmara.

Na Medicina Nuclear, com finalidade diagnóstica e terapêutica, é fornecido ao paciente os radiofármacos, que são compostas por elementos químicos radioativos, cuja absorção se dá por determinados órgãos e/ou tipos celulares de interesse e posterior captação. A captação dos radiofármacos permite estudar a função

dos órgãos/tecidos, trazendo informações (principalmente através de métodos de imagem) que contribuem muito para o diagnóstico precoce e controle da evolução de uma gama enorme de doenças.
Como principais métodos de imagem utilizados em Medicina Nuclear estão a cintilografia e a tomografia por emissão de pósitrons (PET/CT) [5]. Essas duas técnicas possuem diversas aplicações diagnósticas em várias áreas da Medicina para diagnóstico funcional de órgãos tais como:

1) Tireoide;
2) Paratireoides;
3) Glândulas salivares;
4) Pâncreas;
5) Fígado;
6) Vias biliares;
7) Rins;
8) Pulmões;
9) Mapeamento da irrigação sanguínea;
10) Mapeamento do cérebro;
11) Mapeamento do coração;
12) Determinação da presença de refluxo gastroesofágico;
13) Diagnóstico de tumores malignos;
14) Detecção de metástases regionais e/ou distantes;
15) Controle da resposta de tumores malignos a tratamentos quimio e/ou radioterápicos, dentre outras.

Os radiofármacos possuem uma alta sensibilidade, isto é, podem-se obter informações biológicas com uso de concentrações em níveis de nanomolares ou picomolares, sendo que, embora sejam elementos radioativos, tais radiofármacos são muito seguros.
Os principais radiofármacos utilizados na Medicina Nuclear são:

1) Tecnécio-99-metaestável;
2) Iodo-123 e Iodo-121;
3) Tálio-201;
4) Gálio-67;
5) Índio-111;
6) Xénon-133;
7) Crípton-81m;
8) Flúor-18.

Os principais exames utilizados na Medicina Nuclear são:

1) Radiografia de raio-X;
2) Tomografia computadorizada (TC);
3) Tomografia de emissão de pósitron (PET);
4) Ressonância magnética nuclear;
5) Cintilografia.

O uso da radiação no tratamento de tumores, em especial os malignos, baseia-se na destruição de tumor pela absorção direta de energia da radiação [6]. Nesse processo o objetivo é maximizar o dano no tumor e minimizar o dano em tecidos vizinhos saudáveis.
Quanto mais profundo for o tumor, mais energética deve ser a radiação a ser utilizada, sendo ainda maior o cuidado para não danificar as células saudáveis e vizinhas ao tumor de interesse.
Para visualizar alguns órgãos do corpo humano pode ser necessário injetar contraste, que pode absorver a radiação. Contrastes compostos de iodo, por exemplo, são injetados no fluxo sanguíneo para se obterem

imagens de artérias e contrastes de bário são ingeridos para obtenção de imagens do trato gastrintestinal, esôfago e estômago[5]. Por questões práticas esses contrastes não são e não se tornam radioativos, pois caso contrário ocorreria uma enorme diminuição da qualidade das imagens obtidas em duas dimensões (2D) e/ou três dimensões (3D).
A tomografia computadorizada faz a reconstrução tridimensional da imagem (3D) por computação gráfica possibilitando assim a visualização de uma fatia do corpo, sem a superposição de órgãos. Nesse sistema produzem-se imagens com detalhes que não são visualizados em uma imagem convencional de raios X. Neste tipo de método de obtenção de imagens de altíssima qualidade, a radiação utilizada ainda é a dos raios X [6].

4. CONCLUSÃO

A radiação está por toda parte, ela está nos alimentos, no ar, no solo, na água, na luz solar e também está em nós. Não podemos senti-la, não podemos vê-la, mas todos os dias estamos expostos ás mais diversas formas de radiação, seja através de fontes naturais além das fontes artificiais.
A radiação possui uma enorme gama de aplicações nas atividades da sociedade humana, sendo que a Medicina está inclusa neste contexto.
Assim, podemos seguramente afirmar que a importância da Física Nuclear para a Medicina justifica-se pela enorme gama de instrumentos e métodos para diagnosticar e tratar doenças, instrumentos e métodos tais que, somente são possíveis de serem construídos e usados devido ao conhecimento das Leis da Física que regem as radiações.
Historicamente, não podemos negar os enormes desastres nucleares ocorridos em meados do Século XX e início do Século XXI. Porém, também não podemos negar que dezenas de milhares de pessoas com câncer são curadas no mundo atual e/ou pelo menos adquirem uma melhor qualidade de vida devido aos avanços técnico-científicos advindos da Física Nuclear e suas consequentes aplicações na Medicina.

AGRADECIMENTOS

Agradeço à Dra. Antonella Lombardi Costa por incentivar-me participar do SENCIR 2016 e também agradeço aos meus colegas de trabalho da E. E. “Padre Miguel” que contribuíram com suas críticas e sugestões para a construção desse trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] E. M.Yoshimura, “Física das radiações”, 1ª ed., Ed. Oficina de Textos, São Paulo 2010.

[2] E. Okuno,“Radiação: Efeitos, Riscos e Benefícios”, 1ª ed., São Paulo, Ed. Harbra (1988).

[3] http://www.inca.gov.br/conteudoview.asp?ID=1001. Acesso em:15/05/2016.

[4] G. J. Biscuola, “Tópicos de Física”, 19ª ed., São Paulo, Ed. Saraiva (2001).

[5] http://www.sbbmn.org.br/v3/sbbmn.php?modulo=medicina_nuclear. Acesso em:16/05/2016.

[6] http://playmagem.com.br/radiologia/meioscontraste.pdf. Acesso em:20/06/2016.

[7] http://www.abc.med.br/p/exames-e-procedimentos.htm. Acesso em:20/06/2016.

[8] J. R. Bonjorno, "Física: História e cotidiano", 1ª ed., São Paulo, Ed. FTD (2003).

[9] Elbern, Alwin ,"Radiações não–ionizantes: Conceitos Riscos e Normas", PRORAD (Proteção radiológica). Disponível em : http://www.prorad.com.br/pro/rni.pdf . Acesso em: 18/05/2016.

[10] A. A.Silva , "Radiação Ionizante e Não Ionizante", 1ª ed.,Belo Horizonte, Ed. PUC Minas, Dep. de Física e Química. Belo Horizonte (1997).

[11] http://www.cnen.gov.br/centro-de-informacoes-nucleares . Acesso em: 21/06/2016.

[12] http://fisica.ufpr.br/grad/espectroscopia_rx.pdf. Acesso em:18/05/2016.

[13] http://www.fiocruz.br/biosseguranca/Bis/labvirtual/radiacao.html. Acesso em:19/05/2016.

[14] http://www.fatecbt.edu.br/ocs/index.php/IIJTC/IIJTC/paper/viewFile/546/418. Acesso em: 18/06/2016.

[15] www.sencir.nuclear.ufmg.br. Acesso em:10/05/2016.

Id.: AP-08

DETERMINAÇÃO DE ZINCO EM SUPLEMENTOS NUTRICIONAIS

Paula Maria Borges de Salles[1]*, Maria Ângela de Barros Correia Menezes[1,2], Márcia Maia Sathler[2], Tarcísio Passos Ribeiro de Campos[1]

[1] Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG), Departamento de Engenharia Nuclear (DEN)
[2] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Av. Presidente Antônio Carlos nº 6627, CEP 31270-901
Belo Horizonte, MG
pauladesalles@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Ativação neutrônica, método k_0, suplementos nutricionais, zinco

RESUMO

O objetivo do presente estudo foi determinar as concentrações de zinco em suplementos alimentares. A proposta se justifica pela importância das interações do zinco no organismo e o crescente consumo de suplementos nutricionais pela população. A metodologia consistiu do uso da técnica de análise por ativação neutrônica (AAN) método k_0. As amostras foram irradiadas no reator TRIGA MARK I IPR-R1 localizado no CDTN/CNEN, Belo Horizonte. A técnica aplicada para a análise das amostras é considerada sensível para determinar a presença do zinco, mesmo que sua concentração esteja no nível de traços. As concentrações medidas experimentalmente em oito marcas de suplementos alimentares foram comparadas com valores apresentados nos rótulos dos produtos analisados. As medidas foram também comparadas com as concentrações permitidas pela legislação brasileira vigente e a valores recomendados por órgãos internacionais de saúde e segurança alimentar. Foi verificado se a concentração de zinco indicada nos rótulos estava de acordo com a determinada experimentalmente. No caso dos suplementos cuja informação não está disponível, este estudo determinou a concentração de zinco, alertando para a quantidade máxima que deverá ser ingerida daquele suplemento baseando-se nos valores recomendados pela legislação. Valores medidos das concentrações de zinco nos suplementos alimentares, e respectivos fabricantes, são apresentados. Conclui-se que a AAN, método k_0, foi adequada para determinação do zinco em larga faixa de concentração. Os suplementos nutricionais analisados apresentaram-se em conformidade com as recomendações da legislação brasileira e as diretrizes internacionais. Entretanto, verificou-se a necessidade de ampliar as informações nutricionais nos rótulos dos suplementos, informando as concentrações de todos os micro e macronutrientes.

1. INTRODUÇÃO

O consumo de suplementos nutricionais tem crescido consideravelmente em todo o mundo [1,2], principalmente entre pessoas que praticam atividade física em academias de musculação [3]. As campanhas publicitárias têm contribuído para esse aumento, levando à possibilidade de ingestão de concentrações inadequadas de alguns nutrientes, como, por exemplo, o zinco [4]. Infelizmente, as informações referentes às concentrações de micronutrientes nem sempre estão presentes nos rótulos desses produtos [5] e, ainda que estejam, a *American Dietetic Association* relata que os consumidores possuem dificuldades para interpretá-la [6].

Apesar de ser considerado um nutriente praticamente atóxico, há relatos na literatura de casos de intoxicação pela ingestão excessiva de zinco [7]. Além disso, sua ingestão em quantidades elevadas pode resultar na diminuição da absorção do cobre pelo organismo – micronutriente essencial à saúde devido às

suas inúmeras funções teciduais, de produção de energia mitocondrial e de proteção contra oxidantes e radicais livres [8].

Segundo as DRIs (*Dietary Refence Intakes*), a recomendação de ingestão de zinco para adultos saudáveis varia de 8 a 11 mg por dia, dependendo do sexo, e a concentração máxima tolerada pelo organismo é de até 40 mg por dia [9].

Considerando a importância das interações do zinco no organismo e o crescente consumo de suplementos nutricionais pela população, o presente estudo teve como objetivo determinar as concentrações de zinco em suplementos, para fins de comparação, utilizando a técnica de análise por ativação neutrônica, método k_0.

2. METODOLOGIA

Foram realizadas coletas de amostras de suplementos nutricionais selecionados de acordo com os dados de maior consumo presentes na literatura [10]. Dentre os suplementos citados em estudos realizados na cidade de Belo Horizonte, foram analisados os seguintes: BCAA, Creatina, Albumina, Vitamina C, Barra Proteica, Whey Protein, Multivitamínicos e Maltodextrina, adquiridos em lojas de produtos para suplementação esportiva e drogarias.

Para realizar a análise das concentrações de zinco nas amostras de suplementos nutricionais, utilizou-se a técnica de análise por ativação neutrônica, método k_0 padronizado, k_0-AAN [11, 12]. Esta técnica foi escolhida por ser uma técnica sensível para determinar a presença do zinco, mesmo que suas concentrações estejam no nível de traços. Além disso, para a aplicação da técnica, não é necessário que a amostra seja solubilizada, condição essencial para a análise por outras técnicas. Isso acarreta um custo elevado de reagentes, possibilidade de perdas e contaminação.

A AAN é uma técnica analítica capaz de determinar a composição química elementar por meio da indução da radioatividade artificial, mediante a irradiação com nêutrons [13, 14]. Para a sua aplicação, é necessário que se disponha de um irradiador de nêutrons, de preferência do tipo reator de pesquisa. O CDTN/CNEN, Belo Horizonte, dispõe do reator de pesquisa TRIGA MARK I IPR-R1 que é adequado para a AAN. A aplicação do método k_0 é uma otimização da técnica, pois não é necessário analisar padrões do elemento de interesse em paralelo. Para os cálculos de concentração elementar, foram usados os valores de fluxo de nêutrons térmicos a uma potência de 100 kW ($6{,}35\ 10^{11}$ nêutrons $cm^{-2}\ s^{-1}$), parâmetros espectrais f (22,32) e α (- 0,0022) [15] relativos à posição de irradiação, PI-7, que são representativos da Mesa Giratória [11]. Uma vez irradiada, os componentes da amostra estarão nuclearmente marcados, não sendo possível que ocorra contaminação [11, 12].

As massas das amostras foram aferidas e o material acondicionado em tubos de polietileno de, aproximadamente, 1 mL. Posteriormente, foram dispostas com monitores de fluxo de nêutrons de Al-0,1%Au, IRMM-530RA liga certificada, fornecida pelo Instituto de Materiais de Referência e Medidas (IRMM, *Institute for Reference Materials and Measurements*), na Bélgica. Como controle interno, foram analisadas duas amostras de referência certificadas, uma de material geológico (solo), IAEA/Soil-7, e outra de material biológico (planta, chá), GBW 0805, *Tea leaves* [11, 12, 16].

O tempo de irradiação foi de 8 horas, tempo suficiente para ativar o ^{64}Zn [11], resultando no ^{65}Zn pela reação (n,γ), cujo tempo de meia vida é de 243,7 d e secção de choque a nêutrons térmicos de 0,81 barns [17].

Após a irradiação, as amostras foram analisadas por espectrometria gama, sistema composto por um detector gama HPGe com eletrônica associada e programa de aquisição dos espectros Genie 2000, CANBERRA. A análise dos espectros foi realizada por meio do programa HyperLab® [18, 19] e as concentrações elementares foram obtidas por meio de cálculos utilizando o programa Kayzero for Windows® [20].

3. RESULTADOS

A Tab. 1 apresenta os resultados obtidos experimentalmente e os valores recomendados referentes às concentrações de zinco das amostras de referência de solo, IAEA/Soil-7, e a amostra de origem vegetal, GBW 0805, *Tea leaves*. Observa-se a concordância entre os valores certificados e os resultados obtidos experimentalmente.

Tab. 1. Valores certificados e resultados experimentais dos materiais de referência.

Elemento	**GBW 0805 (*Tea leaves*)**		**IAEA/Soil-7**	
	Valores certificados (mg kg^{-1})	**Resultados Experimentais (mg kg^{-1})**	**Valores certificados (mg kg^{-1})**	**Resultados Experimentais (mg kg^{-1})**
Zn	38,7 ± 3,87	38,0 ± 3,0	104,0 ± 6,0	108,0 ± 5,0

Os valores das análises das concentrações de zinco em oito variedades de suplementos nutricionais são apresentados na Tab. 2, bem como a sua comparação em relação às informações contidas nos respectivos rótulos e a adequação do zinco presente em uma porção de cada suplemento analisado em relação à UL (*Tolerable Upper Intake Level*) [9]. A UL, um dos parâmetros que compõem as DRIs, define doses máximas diárias toleradas para a ingestão de diversas vitaminas e minerais, com o objetivo de minimizar os riscos de desenvolvimento de doenças relacionadas à toxicidade desses nutrientes.

Apesar de compor todos os suplementos avaliados, apenas os multivitamínicos apresentaram informações sobre as concentrações de zinco em seus rótulos. De acordo com a Portaria SVS n^{o} 33/98 da ANVISA, a ingestão diária recomendada de zinco para adultos, maiores consumidores dos suplementos nutricionais [3, 22-24], é de 15 mg [21]. Em relação às DRIs atuais, essa recomendação é de 8 a 11 mg, variando de acordo com o sexo do indivíduo [9].

Tab. 2. Relação entre os resultados das concentrações de zinco em suplementos alimentares e as quantidades diárias recomendadas pela DRI

Suplementos Alimentares	**Porção Indicada pelo Rótulo (g)**	**[Zn]/ Porção (mg)**	**[Zn] (mg kg^{-1})**	**[Zn]$_{média}$/ Porção (mg)**	**Adequação [Zn]$_{média}$/Porção em relação à UL do Zn (40mg por dia) (%)**
Albumina	25	NR	1,8 ± 0,1	0,05	0,1
Barra Proteica	30	NR	5,66 ± 0,03	0,2	0,4
BCAA	4,4	NR	240 ± 6	1	3
Creatina	3,0	NR	0,41 ± 0,02	0,001	0,003
Multivitamínico [A]	1,495	7,0	4448 ± 2	7	17
Multivitamínico [B]	1,324	7,0	5285 ± 14	7	17
Multivitamínico [C]	4,8	8,0	1157 ± 55	6	14
Maltodextrina	40	NR	0,83 ± 0,03	0,03	0,1
Vitamina C [A]	0,5	NR	0,50 ± 0,09	0,0002	0,0005
Vitamina C [B]	0,5	NR	56 ± 3	0,03	0,1
Whey Protein	30	NR	5,19 ± 0,03	0,2	0,4

NR, Não Reportado; A, B, C, distinguem suplementos de fabricantes diferentes.

Visto que os multivitamínicos são compostos por altas concentrações de nutrientes em sua composição, um consumo inadequado do suplemento pode resultar em casos de excesso ou até mesmo de doenças relacionadas à toxicidade de nutrientes. A ingestão excessiva de zinco advinda desse consumo inadequado, principalmente quando associado ao uso de outros tipos de suplementos e de alimentos com grandes concentrações do nutriente, pode comprometer a absorção de outros elementos, resultando em prejuízos à saúde do indivíduo.

4. CONCLUSÃO

A técnica de análise por ativação neutrônica, método k_0, se mostrou adequada neste estudo, determinando o zinco em larga faixa de concentração.

Os suplementos nutricionais analisados se apresentaram em conformidade com as recomendações da legislação brasileira e as diretrizes internacionais. Apesar da quantidade de zinco não exceder os valores estabelecidos pela norma vigente no Brasil, é importante que os consumidores obtenham informações a respeito do uso de suplementos nutricionais com profissionais adequados.

Este estudo constitui uma pesquisa preliminar e, por meio dele, já se verifica a necessidade de melhoria das informações nutricionais em rótulos de suplementos nutricionais, informando as concentrações de todos os micro e macronutrientes que compõem os seus produtos.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao CAPES/CNPq pelo apoio ao projeto de pesquisa e também ao CDTN/CNEN por permitir o desenvolvimento do estudo em suas instalações.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] R. Calfee e P. Fadale, “Popular ergogenic drugs and supplements in young athletes”, Pediatrics, Vol. 117, pp. 577-89 (2006).

[2] W. Van Thuyne *et al*., “Distribution of caffeine levels in urine in different sports in relation to doping control”, International Journal of Sports Medicine, Stuttgart, Vol. 26, pp. 714-718 (2005).

[3] J. L. Goston e M. I. T. D. Correia, "Intake of nutritional supplements among people exercising in gyms and influencing factors”, Nutrition, Vol. 26, pp. 604-611 (2010).

[4] A. P. T. Fayh *et al*., “Consumo de suplementos nutricionais por frequentadores de academias da cidade de Porto Alegre”, Revista Brasileira de Ciências do Esporte, Vol. 33, pp. 27-37 (2013).

[5] Dwyer, Johanna T., *et al*. "Progress in developing analytical and label-based dietary supplement databases at the NIH Office of Dietary Supplements", Journal of food composition and analysis, Vol. 21, s. 83-93 (2007).

[6] American Dietetic Association (ADA), “Position of the American Dietetic Association: nutrient supplementation”, Journal of the American Dietetic Association, Vol. 109, pp. 2073-2085 (2009).

[7] European Commission, Scientific Committee on Food (SCF), “Opinion of the Scientific Committee on Food on the Tolerable Upper Intake Level of Zinc”, European Commission, SCF/CS/NUT/UPPLEV/62 Final. Brussels, (2003)

[8] Krause Alimento Nutrição e Dietoterapia / L. K. Mahan, S. Escott-Stump, J. L. Raymond; [tradução C. Coana et al]. – Rio de Janeiro. Elsevier, 2012.

[9] Institute of Medicine (IOM). Dietary Reference Intakes for Vitamin A, Vitamin K, Arsenic, Boron, Chromium, Copper, Iodine, Iron, Manganese, Molybdenum, Nickel, Silicon, Vanadium, and Zinc. Washington, DC: National Academy Press; 2001. Disponível em: https://fnic.nal.usda.gov/sites/fnic.nal.usda.gov/files/uploads/442-501_150.pdf. Acesso em: 30 de julho de 2016.

[10] S. F. Domingues, J. C. B. Marins, "Utilização de recursos ergogênicos e suplementos alimentares por praticantes de musculação em Belo Horizonte/MG”, Fitness & performance journal, Vol. 4, pp. 218-226 (2007).

[11] M. Â. B. C Menezes e R. Jacimovic, “Optimised k_0-instrumental neutron activation method using the TRIGA MARK I IPR-R1 reactor at CDTN/CNEN. Belo Horizonte. Brazil”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A - Accelerators. Spectrometers. Detectors and Associated Equipment, Vol. 564. pp. 707-715 (2006).

[12] M. Â. B. C Menezes e R. Jacimovic, “Implementation of a methodology to analyse cylindrical 5-g sample by neutron activation technique k_0-method at CDTN/CNEN. Belo Horizonte. Brazil”, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 308, pp.485-493 (2014).

[13] J. P. Adloff e R. Guillaumont, “Fundamentals of radiochemistry”, Boca Raton, CRC Press (1993).

[14] K. H. Lieser, "Nuclear and radiochemistry: fundamentals and applications", Weiheim, VCH Velagsgesellschaft mbH (1997).

[15] F. De Corte, "The k_0 - standardization method; A move to the optimization of neutron activation analysis", Ryksuniversiteit Gent, Faculteit Van de Wetenschappen (1986).

[16] P.M.B. Salles *et al*., "Inorganic elements in sugar samples consumed in several countries", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol .257, pp.589-595 (2016).

[17] De Soete *et al*., "Chemical Analysis, a Series of Monographs on Analytical Chemistry and Its Applications, vol. 34, Neutron Activation Analysis", P.J. Elving e I.M. Kolthoff (eds), Wiley, London (1978).

[18] HyperLab, "*HyperLab Software*". www.hlabsof.com (2013).

[19] A. Simonits, *et al*., "HyperLab: A new concept in gamma-ray spectrum analysis". Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol .257, pp.589-595 (2003).

[20] Kayzero for Windows, "User's Manual, for reactor neutron activation analysis (NAA) using the k_0 standardisation method", Ver. 2.42. k_0-Ware, Heerlen, The Netherlands (2011).

[21] Agência Nacional de Vigilância Sanitária (ANVISA), www.anvisa.gov.br (1998).

[22] W. V. da Silva *et al*., "Supplementation prevalence and adverse effects in physical exercise practitioners". Nutrición Hospitalaria, Vol. 29, n. 1, pp. 158-165 (2014).

[23] D. El Khoury e S. Antoine-Jonville, "Intake of nutritional supplements among people exercising in gyms in Beirut city", Journal of nutrition and metabolism, Vol. 2012, pp 1-12 (2012).

[24] L. Rossi e J. Tirapegui. "Exercise dependence and its relationship with supplementation at gyms in Brazil", Nutrición Hospitalaria, Vol. 33, pp. 431-436 (2016).

Id.: AP-09

AVALIAÇÃO A PARTIR DA ANÁLISE DE VARIÂNCIA DA POLUIÇÃO ATMOSFÉRICA DE MP10 EM PONTOS DA REGIÃO METROPOLITANA DE BELO HORIZONTE

Igor Felipe Silva Moura[1], Ananda Borjaille Cruz[2], Raisa Helena Sant'Ana Cesar[2], Alberto Avellar Barreto[2], Maria Ângela de B. C. Menezes[1,2]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG)
Departamento de Engenharia Nuclear (DEN)
PCTN – Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Divisão de Meio Ambiente e Rejeito
Av. Presidente Antônio Carlos nº 6627 – Pampulha
31270-901 Belo Horizonte, MG

igorfelipedx@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Filtro de ar, Material Particulado, Análise por Ativação Neutrônica, método k_0

RESUMO

A Região Metropolitana de Belo Horizonte (RMBH) apresenta grande concentração populacional, inúmeras atividades industriais e intenso tráfego de veículos automotores que podem ocasionar o agravamento dos níveis de poluição de material particulado inalável (MP_{10}), causando efeitos danosos ao meio ambiente e afetando diretamente a saúde da população. Neste cenário, o presente trabalho tem como objetivo modelar estatisticamente a concentração elementar do MP_{10} que é composto por partículas cujo diâmetro é menor ou igual a 10µm. Mediante análise estatística, foi avaliado se haviam diferenças significativas entre as médias originárias de grupos de dados obtidos em diferentes locais da RMBH. A metodologia aplicada neste estudo utilizou: i) a amostragem ambiental com amostrador de grande volume para a determinação da concentração do MP_{10}, ii) a análise por ativação neutrônica pelo método k_0 para obtenção da composição elementar do material particulado amostrado e iii) a análise de variância para investigar as diferenças entre os valores de concentração obtidos no MP_{10} coletado em Belo Horizonte, Brumadinho, Contagem e Matozinhos.

1. INTRODUÇÃO

A Região Metropolitana de Belo Horizonte (RMBH) é localizada em uma área de mineração e de atividades industriais, além de uma grande densidade demográfica que contribui para a existência de um forte mercado consumidor, que implica em tráfego intenso de veículos automotores.

O Conselho Nacional do Meio Ambiente (CONAMA) [1] define poluente como qualquer tipo de material que prejudica a saúde pública devido às discordâncias dos níveis estabelecidas pela legislação vigente.

O material particulado é um dos poluentes com maior risco ambiental, e atualmente a maioria dos sistemas de monitoramento ambiental se baseia na medição de particulado com diâmetro de 10 µm, que é conhecido como MP_{10}, pois esse particulado contribui para os efeitos da saúde ocasionados em ambientes urbanos [2].

Estudos mostram que o tamanho do material particulado está associado com problemas de saúde, e quanto menor a partícula, maior risco a saúde. Partículas de 10 μm, MP_{10}, alcançam o sistema respiratório, penetrando nos pulmões e ocasionando complicações respiratórias geradas a partir da inalação do material particulado [3].

2. METODOLOGIA

Foram realizadas amostragens de material particulado para este estudo [4] em alguns locais na RMBH incluindo Belo Horizonte. Foi considerada a presença de emissões proveniente de indústrias e automóveis.

A amostragem seguiu uma estratégia de selecionar locais próximas às fontes poluidoras com grande emissão de poluentes para a atmosfera, considerando uma alta densidade demográfica no entorno do local e a segurança física do equipamento. Oito locais foram escolhidos para a realização da amostragem: UFMG, do CDTN, da Escola Municipal Professor Edgar da Mata Machado, do CEFET – MG, da Escola Meninada Alternativa, da Escola Estadual Deputado Cláudio Pinheiro, da garagem de transporte urbano e Condomínio Retiro do Chalé, Tab. 1.

Tab. 1. Detalhes dos locais amostrados [4].

Local Amostrado	**Município**	**Coordenadas UTM**		**Fontes de poluição**
		X	**Y**	
UFMG	Belo Horizonte (BH1)	609055	7803326	Veicular
CDTN	Belo Horizonte (BH2)	607743	7802345	Veicular
Escola Municipal Professor Edgar da Mata Machado	Belo Horizonte (BH3)	614706	7804359	Veicular, industrial
Centro Federal de Educação Tecnológica (CEFET - MG)	Belo Horizonte (BH4)	607158	7795930	Veicular
Garagem de transporte urbano	Belo Horizonte (BH5)	608406	7792176	Veicular
Condomínio Retiro do Chalé	Brumadinho (B)	605601	7766040	Industrial
Escola Estadual Deputado Cláudio Pinheiro	Contagem (C)	602056	7792146	Veicular, industrial
Escola Meninada da Educação Infantil e Alternativa	Matozinhos (M)	596487	7836179	Veicular, industrial

2.1. Amostragem

Cinquenta e duas amostragens foram realizadas no período de 10 de abril de 2014 a 11 de março de 2015 com um amostrador de grande volume da marca Energética [5] com vazão de 1,13 $m^3.min^{-1}$ e com uma incerteza associada a esta vazão menor do que 1% para um período de coleta de 24 horas, segundo a resolução CONAMA nº3/1990.

2.2. Análise do Material Particulado

Antes e depois da amostragem foi realizado a medida do peso do filtro de vidro para a determinação da massa do material particulado depositado no período de amostragem. Para a análise foi utilizada uma

alíquota recortada de cada filtro de ar amostrado com área de 30 cm^2. Cada alíquota foi acondicionada em um tubo de polietileno e acompanhada por monitores de fluxo de nêutrons (disco de Al-Au, 0,1%, IRMM-530RA, liga certificada). Amostras e monitores foram irradiados por 8 horas, no reator TRIGA MARK I IPR-R1 a uma potência de 100 kW, fluxo de nêutrons térmicos médio de 6,35 x 10^{11} nêutrons cm^{-2} s^{-1} e parâmetros espectrais médios f e α de 22,32 e - 0,0022 [6], respectivamente.

Após o tempo necessário para o decaimento dos radionuclídeos de meias vidas curtas interferentes, foram medidos os de meias vidas médias e longas por meio do sistema de espectrometria gama calibrado absolutamente, composto por um detector HPGe (eficiência nominal de 50% e resolução de 1,85 keV para energia de 1332 keV do ^{60}Co) e eletrônica associada. A aquisição dos espectros gama foi executada pelo programa Genie 2000, CANBERRA. A análise dos espectros foi pelo software HyperLab [7] e o cálculo de concentração elementar foi realizado pelo software Kayzero for Windows® [8]. Esses três programas foram adquiridos de seus respectivos fornecedores e são acessados com "HardKey Licence".

2.3. Análise de Variância - ANOVA

A análise de variância é uma técnica de comparação entre duas ou mais médias para populações onde são testadas hipóteses. Quando se almeja testar uma hipótese nula de duas ou mais populações idênticas versus a hipótese de uma média ser diferente das outras médias, é utilizada a técnica estatística ANOVA [9]. O valor de p acima de 0,05 ou 5% indica que as amostras são estatisticamente idênticas [9]. Para os cálculos estatísticos foi utilizado o Minitab 17.2.1.0 (ID instalação 38651513601257349360).

3. RESULTADOS

Os resultados são referentes à concentração de MP_{10} na RMBH. As concentrações do material particulado foram obtidas e analisadas pela técnica estatística ANOVA com todos os dados da RMBH. Posteriormente os dados da cidade de Belo Horizonte e da Região Metropolitana foram calculados separadamente. A Fig. 1 mostra o gráfico da RMBH, a Fig. 2, Belo Horizonte e Fig. 3, a Região Metropolitana.

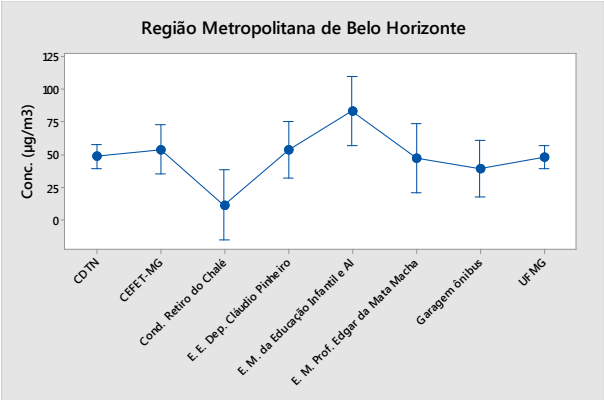


Fig. 1. Análise de variância na RMBH, incluindo Belo Horizonte.

Em relação a Fig. 1, a partir da análise de variância das amostras de RMBH obteve-se um valor de significância de p igual a 0,041, indicando que as populações não são estatisticamente idênticas.

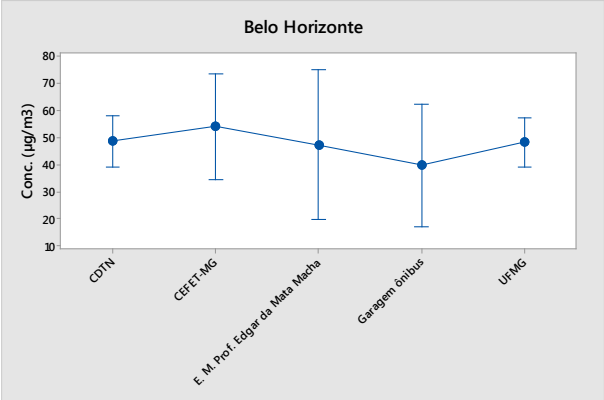


Fig. 2. Análise de variância em Belo Horizonte.

Para a análise de variância das amostras de Belo Horizonte, Fig. 2, obteve-se um valor de p igual a 0,913, indicando que as concentrações obtidas nas amostragens são estatisticamente idênticas. Da análise de variância entre Brumadinho, Contagem e Matozinhos, Fig. 3, obteve-se um valor de p igual a 0,003, indicando que as populações não são estatisticamente idênticas.

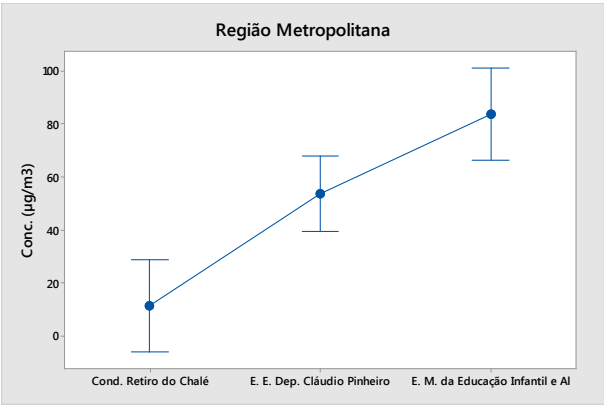


Fig. 3. Análise de variância em Brumadinho, Contagem e Matozinhos.

Em relação às concentrações elementares nas amostragens realizadas na cidade de Belo Horizonte, os maiores valores médios foram de Na, Zn, K, Ca, com 12,13; 5,16; 4,15; 2,21 µg.m^{-3}, respectivamente como apresentado na Fig. 4.

Fig. 4. Maiores concentrações elementares médias em Belo Horizonte.

Os valores de concentração dos elementos Na, Zn, K e Ca foram analisados por ANOVA na cidade de Belo Horizonte para averiguar se as concentrações são estatisticamente idênticas, Fig. 5. Os valores de p para Na, Zn, K e Ca foram de 0,603, 0,697, 0,988 e 0,884 respectivamente.

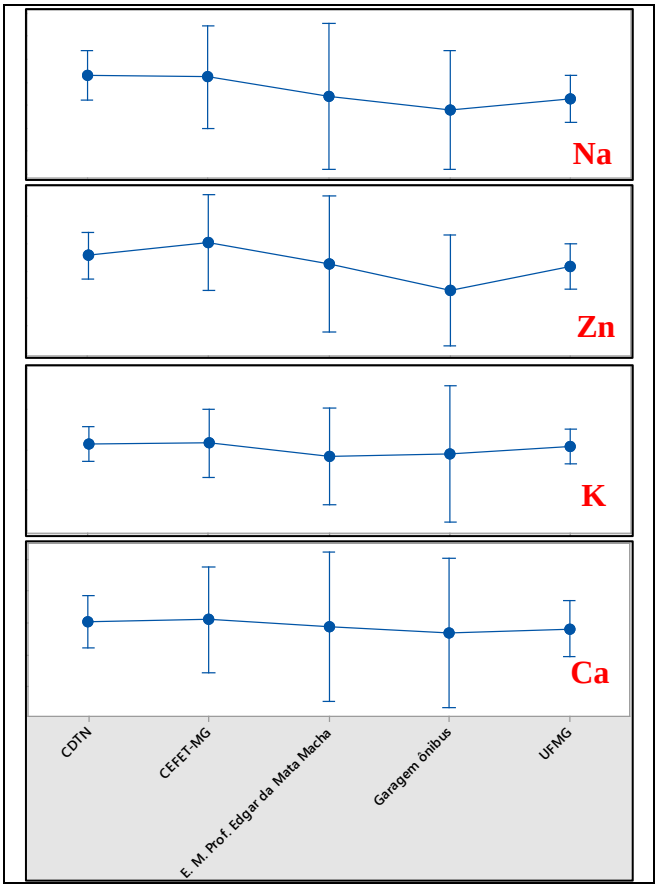


Fig. 5. Análise de variância para os elementos Na, Zn, K e Ca em Belo Horizonte.

4. CONCLUSÃO

O material particulado amostrado na RMBH não é estatisticamente idêntico pois obteve um valor p igual a 0,041, mas os resultados indicam que em Belo Horizonte, as amostragens são idênticas com um valor p igual a 0,913. Em contrapartida, as outras cidades da região metropolitana onde foram amostradas, não têm semelhanças estatísticas, apresentando um valor de p igual a 0,003. Finalmente, foram analisados estatisticamente através da análise de variância os principais elementos presentes nas amostras de Belo Horizonte - Na, Zn, K e Ca. Todos eles são estatisticamente idênticos.

AGRADECIMENTOS

Pelo apoio, agradecemos ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (Fapemig), à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e à Comissão de Aperfeiçoamento de Pessoal do Nível Superior (CAPES).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Conselho Nacional do Meio Ambiente (CONAMA). Resolução CONAMA nº3/1990. http://www.mma.gov.br/port/conama/res/res90/res0390.html. Acesso em 2015. (1990).

[2] World Health Organization (WHO). WHO Air quality guidelines for particulate matter, ozone, nitrogen dioxide and sulfur dioxide. Global update, Summary of risk assessment (2005).

[3] US Environmental Protection Agency, (EPA). http://www.epa.gov. Acesso em 2015. (2015).

[4] I. F. S. Moura. "Avaliação de MP_{10} na Região Metropolitana de Belo Horizonte." Dissertação, Escola de Engenharia, Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (2016).

[5] Energética – Qualidade do ar (ENERGÉTICA). http://www.energetica.ind.br/. Acesso em 2015 (2015).

[6] M.Â.B.C. Menezes, C.V.S. Sabino, M.B. Franco, G.F. Kastner, E.H. Montoya Rossi, "*k*0 - Instrumental Neutron Activation establishment at CDTN. Brazil: a successful story". J. Radioanal. Nucl. Chem., Vol. 257, pp. 627 (2003).

[7] HYPERLAB "*HyperLab Software*". www.hlabsof.com. (2013).

[8] Kayzero for Windows, User's Manual, for reactor neutron activation analysis (NAA) using the k_0 standardization method, Ver. 2.42. k_0-Ware, Heerlen, The Netherlands.

[9] F. Mariano, A. Meneses. Noções de estatística para concursos: teoria, questões resolvidas e mais de 230 questões com gabarito. Rio de Janeiro: Elsevier, (2010).

Id.: AP-10

ASPECTOS DE UM SISTEMA MECÂNICO DE IMPLANTES DE SEMENTES RADIOATIVAS E DE OBJETO ANATÔMICO SIMULADOR PARA TESTES EM BRAQUITERAPIA DE PRÓSTATA

Viviane Vitória Bento Braga, Tarcísio Passos Ribeiro de Campos

Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares (Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627 Campus UFMG, Escola de Engenharia, Bl 4, sala 2299 Pampulha Belo Horizonte – MG CEP: 31.270-90)
Vitoriabraga06@gmail.com

Palavras-Chave: Braquiterapia, Câncer de próstata, implantes de sementes, I-125, Ho-166.

RESUMO

O objetivo deste trabalho é apresentar o estado da arte da pesquisa e desenvolvimento de um sistema mecânico de implante de sementes radioativas, denominado SISP, e do objeto anatômico simulador, OAS. O SISP e o OAS poderão auxiliar no procedimento de teste de implantes de sementes permanentes na próstata. Esses testes serão importantes em medições de doses absorvidas nas estruturas da pelve, envolvendo os órgãos e tecidos de risco para aprimoramento de planejamentos, posicionamentos de sementes e dosimetria. O SISP envolve dois suportes, anterior e posterior, uma mesa-móvel, placa-guia. As peças foram elaboradas em celeron; enquanto a placa guia em acrílico translúcido. Após individualmente confeccionadas, as peças foram montadas, compondo o protótipo final do SISP. Foi também elaborado e montado o objeto anatômico simulador de teste (OAS), reproduzindo de forma anatômico-equivalente a estrutura óssea da pelve, parte do reto, próstata e tecido adiposo. Os materiais utilizados no objeto de teste são de tecido-equivalente, com equivalência radiológica. Futuros testes de implantes de sementes, acoplando o SISP e OAS, serão elaborados. Tais testes serão essenciais nos processos de validação de protocolo e principalmente da dosimetria interna em implantes de sementes radioativas na próstata.

1. INTRODUÇÃO

O interesse pelo uso da braquiterapia no tratamento do câncer de próstata cresceu nos últimos anos, devido à alta eficiência e relativa conveniência, pois o paciente é submetido a um único procedimento. A braquiterapia é um procedimento simples, ambulatorial que evita a hospitalização e permite ao paciente uma recuperação rápida. A braquiterapia por implantes permanentes é realizada em duas etapas [1]. Na primeira etapa, é feito o estudo do volume da próstata, realizado mais comumente por meio de imagens de ultrassom. A sonda do ultrassom é fixada rigidamente em um dispositivo "*stepper*" (Fig. 1) tal que, durante o procedimento de braquiterapia, a sonda pode se mover longitudinalmente em distâncias específicas e sempre se manter em posição fixa. Placas guias (*templates*) são mantidas acopladas ao "*stepper*" de forma rígida e estável. Após o estudo, o planejamento é realizado por softwares onde são decididas a quantidade, a orientação e o posicionamento das agulhas; bem como, a quantidade e a atividade das sementes, para determinação da dose recebida pelo tumor e os tecidos vizinhos sadios. Na segunda etapa da braquiterapia, é realizado o implante das sementes (Fig.1).

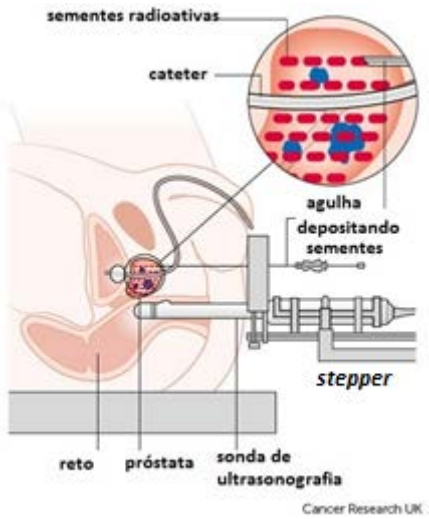


Fig 1. Procedimento de implante de sementes radioativas. Adaptada de Cancer Research UK [2].

Em geral, o paciente é anestesiado, para garantir a sua perfeita imobilidade. É introduzida a sonda transretal tentando reproduzir o posicionamento realizado no planejamento. Em seguida, é introduzida as agulhas até a base da próstata e à medida que a agulha é retirada as sementes ficam depositadas [1].

Este trabalho propõe apresentar o projeto e detalhes construtivos de um protótipo de um dispositivo "*stepper*" denominado de Sistema de Implante de Sementes em Próstata (SISP). Ele também apresenta a elaboração do objeto anatômico simulador (OAS), reproduzindo de forma anatômico-equivalente parta da pelve masculina. O SISP e o OAS poderão auxiliar na simulação de procedimentos de braquiterapia, onde serão futuramente realizados implantes de fontes radioativas de I-125 e também de sementes cerâmicas de Ho-166. Essas simulações serão importantes em medições de doses absorvidas nas estruturas da pelve, envolvendo os órgãos e tecidos de risco para aprimoramento de planejamentos, posicionamentos de sementes e dosimetria.

2. METODOLOGIA

2.1. Projeto do SISP

O projeto mecânico do SISP envolveu um conjunto de peças independentes que se encaixam. As peças projetadas foram: os suportes anterior e posterior, bandeja-móvel, e placas-guias (*templates*).

O SISP opera uma sonda de ultrassonografia e um conjunto de agulhas. A sonda de ultrassom é fixa na mesa móvel (Fig.2B); enquanto o conjunto de agulhas é suportado pela placa-guia (Fig.2C). A cabeça do ultrassom passa através do suporte posterior (Fig.2C) abaixo da placa-guia e assim chegando ao reto, se posicionando na parte anterior da próstata, para a realização das imagens. A mesa-móvel desliza em incrementos de $5x10^{-3}$ m, removendo a sonda de sua posição original e deslocando-a para nova posição.

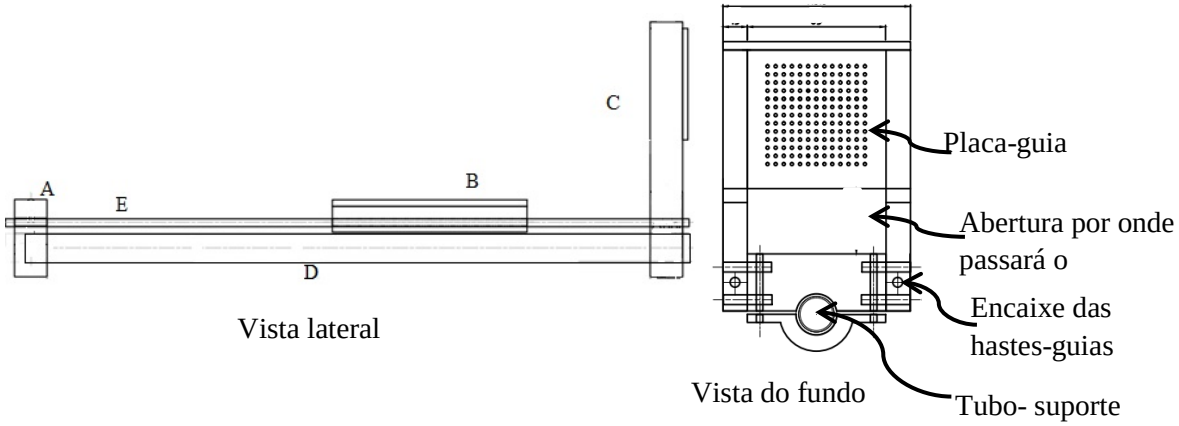


Fig 2. Visão geral do protótipo. (A) suporte anterior, (B) mesa móvel, (C) suporte posterior mais a placa-guia, (D) detalhe do tubo suporte e (E) hastes-guias.

Os suportes anterior e posterior e a bandeja-móvel foram feitos em celeron, material de fácil usinagem. Já as placas-guias foram feitas em acrílico. Os suportes anterior e posterior ficam fixos nas extremidades de um tubo-suporte (Fig.2D) de aço inox. Esse tubo possui $2{,}2 \times 10^{-2}$ m de diâmetro e $4{,}5 \times 10^{-1}$ m de comprimento.

A bandeja-móvel está instalada sob duas hastes-guias (Fig.2E) longitudinais, de 6×10^{-3} m de diâmetro e $4{,}5 \times 10^{-1}$ m de comprimento, permitindo o movimento longitudinal da mesma. Essas hastes estão fixadas nas bases dos suportes anterior e posterior. A bandeja-móvel possui um suporte (construído de resina acrílica) para a sonda de ultrassom, posicionada de forma que a cabeça do ultrassom passe abaixo da placa-guia. A bandeja-móvel opera em *steps* de 5×10^{-3} m a 1×10^{-2} m, parando para monitorar a aplicação das sementes através das agulhas posicionadas no *template*.

A placa guia (Fig.2C) é fixada no suporte posterior e contêm 12 x 12 furos para inserção de agulhas, podendo este conjunto de furos ter espaços de 5, 6 e 8 x 10^{-3} m de acordo com o tipo de fonte a ser implantada.

2.2. Desenvolvimento do OAS

O Objeto Anatômico Simulador (OAS) é um simulador de parte dos órgãos e tecidos da pelve masculina. Diferente dos simuladores comuns de água ele reproduz a heterogeneidade que é encontrada no corpo humano auxiliando na caracterização dos desvios na resposta dosimétrica.

O OAS é constituído da representação dos órgãos mais importantes no procedimento de braquiterapia de próstata: a próstata onde será realizado o implante, a bexiga e o reto que são os principais órgãos de risco. O tecido adiposo foi acrescentado para simular o preenchimento da região da pelve. A estrutura óssea, a próstata e o tecido adiposo foram desenvolvidos em material tecido equivalente (MTE) que propõe reproduzir com aproximação a composição dos tecidos do corpo humano. Os valores percentuais apresentados para o MTE são valores teóricos obtidos através de análise da composição química constituinte dos componentes da mistura [3].

O trabalho iniciou com a colagem dos ossos da pelve masculina. A pelve masculina possui características diferentes comparada com a pelve feminina. Foram levadas em consideração as seguintes características: as medidas da pelve masculina são ligeiramente menores; o arco púbico e o ângulo subpúbico são mais estreitos e a forame obturado é arredondado [4]. Logo após pode-se construir a contenção para os órgãos. A contenção foi feita de fibra de carbono e moldada dentro da estrutura óssea da pelve utilizando uma fina camada de resina acrílica para obter a forma desejada. Então foi realizada a construção dos órgãos e tecidos. A anatomia de todos os órgãos foi desenvolvida seguindo informações providas de imagens de tomografias computadorizadas da região pélvica humana, e de dados encontrados na literatura [4, 5]. A bexiga e o reto foram feitos de resina acrílica e manta de algodão. A bexiga foi moldada em um balão de látex preenchido com farinha de trigo, já o reto foi moldado em massa de modelar. O tecido da próstata foi elaborado com uma base de colágeno acrescido de sais e ácidos contendo os elementos: C, H, O, N, S, Na, P, Cl e K [3]. O preparo desse MTE de próstata foi realizado em um bécker, adicionando os compostos da mistura na proporção adequada. Essa mistura foi então aquecida até 60°C. Em seguida a mistura foi depositada em uma forma de silicone, confeccionado anteriormente por Matos [3], que possuía o formato da próstata. O tecido adiposo foi elaborado com uma base de cera de carnaúba acrescida de poliol e parafina. Essa mistura também foi aquecida até 60°C para a formação de uma pasta.

3. RESULTADOS

3.1. Apresentação do Protótipo

As peças foram usinadas e montadas (Fig.3A). Logo após, foi fixado o suporte para o ultrassom na mesa-móvel (Fig.3B), através do uso de cola cianoacrilato.

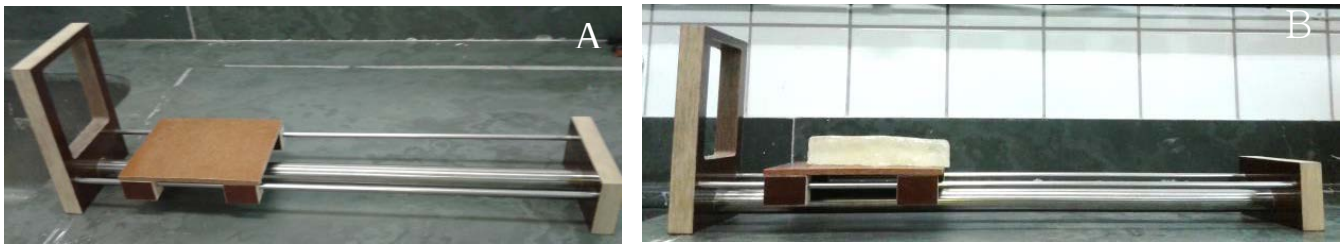


Fig.3. Fotografias preliminares da montagem do protótipo do SISP. (A) Peças montadas; (B) protótipo com suporte para ultrassom já fixado.

O protótipo do SISP obteve as características essenciais desejadas: capacidade de suporte para o ultrassom com um movimento longitudinal. A próxima etapa será a confecção das agulhas para então ser realizado o procedimento de implante. Observou-se que será recomendado automatizar os movimentos mecânicos para aumentar a precisão de posicionamento.

3.2. Apresentação do OAS

A estrutura óssea da pelve obteve características e medidas [4] muito próximas das humanas como pode ser observado na tabela abaixo:

Tab. 1. Comparação das medidas da estrutura óssea.

	Estrutura óssea humana	Estrutura óssea do OAS
Diâmetro transverso	0,130 m	0,125 m
Diâmetro oblíquo	0,125 m	0,125 m
Diâmetro conjugado	0,110 m	0,105 m

A bexiga humana possui um volume médio de 0,4 L [4]. A bexiga confeccionada (Fig.4A) apresentou um volume médio de 0,38 L, dentro das medidas de referência. O reto, primeiramente, foi confeccionado em silicone, para aproveitar a sua propriedade de flexibilidade facilitando a entrada do ultrassom. Entretanto o silicone não foi capaz de realizar imagens de ultrassom. Também foi testado o material biscuit que também não permitiu a obtenção de imagens. O material encontrado como adequado para a realização de imagens de ultrassonografia foi a resina acrílica. Uma vez que esse material apresenta pouca flexibilidade, foi necessário construir o reto em estado colapsado para ser capaz de servir de entrada para o ultrassom (Fig.4B). A próstata sintética (Fig.4C) elaboradora apresentou uma consistência gelatinosa como era esperado. Foi necessário envolve-la em um plástico para evitar a sua desidratação. O tecido adiposo, ao resfriar e transformar-se em pasta, foi colocado em sacos plásticos para efetuar a montagem do OAS.

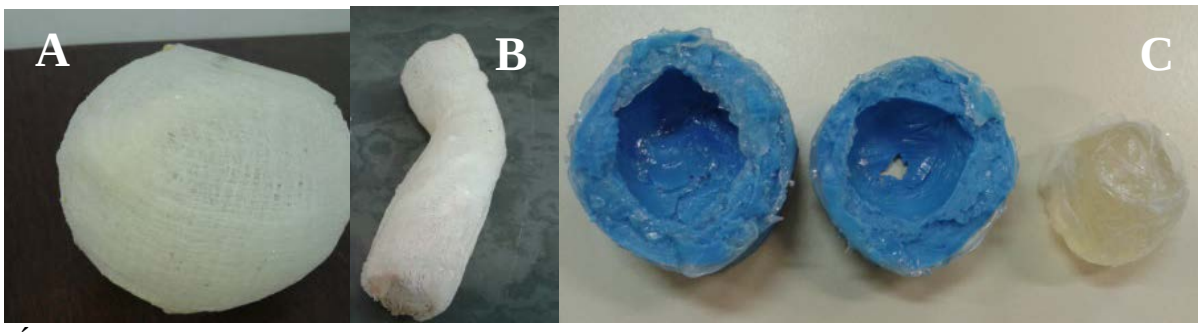


Fig. 4. Órgãos sintéticos e molde. (A) Bexiga, (B) o reto e (C) os moldes para a confecção das próstatas e uma próstata confeccionada com tecido equivalente.

Observou-se conveniente manter todas as peças anatômicas separadas com a possibilidade de montagem (Fig.5) na estrutura sintética óssea da pelve, uma vez que a próstata sintética poderá ser substituída em cada teste de procedimento de braquiterapia.

Fig. 5. Imagens do OAS de pelve masculina, onde (A) apresenta a estrutura óssea externa e a contenção do tecido adiposo; e (B) detalhe da montagem das estruturas.

4. CONCLUSÃO

O projeto foi elaborado e protótipo do SISP foi montado. O protótipo apresentou as características operacionais aceitáveis para elaborar implantes em próstata sintética. O sistema poderá ser testado por meio de simulações de implantes de sementes em simuladores físicos, com próstata sintética. A vantagem desse sistema está na sua simplicidade mecânica de operação. Acredita-se ser necessária a automatização dos movimentos mecânicos para aumentar a precisão de posicionamento. O OAS apresentou as características antropomórficas e antropométricas necessárias. O SISP e OAS podem ser utilizados, futuramente, para testes de implantes guiados por ultrassonografia.

AGRADECIMENTOS

Agradecemos à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) pelo apoio por meio de cota de bolsa de doutorado. O projeto e construção do protótipo foram executados no Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] C.A. Perez, *et al.*, “Technical Basis of Radiation Therapy”, Ed. Springer, pp 275 (2006)

[2] www.cancerresearchuk.org/about-cancer/type/prostate-cancer/treatment/radiotherapy_/internal-radiotherapy-for-prostate-cancer

[3] Matos, A.S.D., “Dosimetria Experimental em Radioterapia de Próstata com Fantoma de Pelve Masculina”, Tese, Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil, (2011)

[4] A.M.R. Agur, e A. F. Dalley II, “Grant- Atlas de Anatomia”, 11ª ed., Rio de Janeiro, Ed. Guanabara Koogan, pp 183 (2006)

[5] https://netterimages.com/sex-differences-of-pelvis-measurements-labeled-anatomy-atlas-6e-general-anatomy-frank-h-netter-67779.html

Id.: AP-11

ESTUDO DA RESPOSTA DE UMA PLACA DE RADIOGRAFIA COMPUTADORIZADA PARA A GERAÇÃO DE MAMOGRAMAS

Mabel B. Flores[1], Arnaldo P. Mourão[1,2]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia
Av. Antônio Carlos CEP 131270-901 Belo Horizonte, MG, Brasil
[2] Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais
Centro de Engenharia Biomédica
Av. Amazonas CEP 30421-169 Belo Horizonte, MG, Brasil
e-mail: mbustos@ufmg.br

Palavras-Chave: Radiografia Computadorizada, Mamografia, Radiação X.

RESUMO

O câncer de mama é o segundo tipo de câncer com maior incidência entre as mulheres e a estimativa de novos casos de câncer de mama no Brasil para ano 2016 é de mais de 57 mil, segundo o Instituto Nacional de Câncer. A mamografia é uma das técnicas de imagem mais utilizadas em todo o mundo para o diagnóstico precoce do câncer de mama. As placas de radiografia computadorizada (CR) são usadas para obter radiografias digitais, e são amplamente utilizadas no Brasil para a obtenção de mamogramas digitais. Este trabalho tem por objetivo avaliar a resposta de uma placa CR à variação de exposição em um aparelho de mamografia. Para a realização do estudo foi utilizado um mamógrafo Graph AF Mammo VMI e uma placa CR da marca Regius modelo RP6M110 para mamografia. Utilizando dois feixes de raios X de 20 e 25 kV foram feitas exposições sucessivas da placa CR fazendo uma variação de tempo de exposição numa faixa de 0,06 a 5,50 s para o primeiro feixe e de 0,50 a 3,50 s para o segundo. Essas exposições foram realizadas para a obtenção de imagens brutas *.raw* e posteriormente para a medição de tempo, Kerma no ar e taxa de Kerma no ar utilizando um medidor Ray Safe Xi, com cinco medidas para cada tempo de exposição. As imagens digitais foram analisadas utilizando o software ImageJ. Foi selecionado na região central de cada imagem uma matriz de 21x21 pixels, e obteve-se o valor de escurecimento para cada tempo de exposição. A partir desses dados foi feita a correlação do grau de escurecimento da placa com o tempo e o Kerma no ar. As duas curvas obtidas mostram que o comportamento dos valores médios dos pixels centrais em relação ao tempo e ao Kerma no ar é semelhante para as duas tensões, um comportamento inicialmente linear e depois uma região de saturação da placa, que ocorre primeiro para o maior valor da tensão aplicada. Observou-se também que o intervalo de variação do Kerma no ar registrado pela placa CR, sendo esse intervalo menor quanto maior é o tempo de exposição e a tensão aplicada. O conhecimento das características de saturação da placa CR possibilita a escolha de parâmetros mais adequados para trabalhar com essas tensões sem se aproximar à região de saturação.

1. INTRODUÇÃO

Dentre todos os tipos de câncer que afetam as mulheres, o câncer de mama é o que apresenta uma alta taxa de incidência e mortalidade com mais dos 25% e 15% dos casos, respectivamente. Desta forma, o câncer de mama é considerado a principal causa de morte na população feminina no mundo. A Agência Internacional para a Pesquisa do Câncer estimou que mais de 1,67 milhões de mulheres foram

diagnosticadas com a doença e mais de 521 mil mortes em 2012. Segundo o Instituto Nacional de Câncer do Brasil, esperam-se 57 mil novas doenças no presente ano [1].

O protocolo de Controle de Qualidade em Mamografia desenvolvido por meio do projeto regional ARCAL/OIEA na América Latina evidencia que muitos países da região carecem de um registro nacional dos aparelhos de raios X usados nos serviços mamográficos, e identificou uma ausência de programas para avaliar a qualidade desses serviços. Por esse motivo existe o interesse em avaliar a qualidade dos aparelhos de mamografia mediante provas de desempenho específicas com o propósito de obter um diagnostico preciso e precoce da doença [2].

A Mamografia é uma técnica radiográfica otimizada para o exame da mama, sendo considerada um meio eficaz de detecção da doença ainda em estágio inicial [3]. O sucesso da mamografia para o diagnóstico depende da produção de imagens de alta qualidade utilizando as doses apropriadas na mama, mas a produção desse tipo de imagem podem ser muito complexa, devido, principalmente, à estrutura anatômica da mama, que varia com a idade de mulher para mulher [4, 5].

As principais dificuldades para o desenvolvimento de novos sistemas de mamografia com um melhor desempenho estão principalmente relacionadas com o detector de raios X e a unidade digitalizadora [3]. Esta técnica radiográfica pode ser dividida em convencional e digital. A radiografia convencional usa um chassi com filmes radiográficos e telas intensificadoras. A radiografia digital pode ser subdividida em radiografia computadorizada (CR) e radiografia direta (DR) [6, 7].

O sistema CR usa uma placa de fósforo fotoestimulável dentro de um cassete. A aquisição das imagens CR é um processo realizado em duas etapas. Na primeira etapa é realizada a exposição da placa CR, e na segunda etapa é realizada a leitura da informação armazenada no cassete utilizando uma unidade digitalizadora [8].

Quando a placa CR é exposta a um feixe de raios X, o material fotoestimulável absorve parte deste feixe e emite elétrons de sua estrutura cristalina [4]. Alguns desses elétrons perdem parte de sua energia mediante a interação com outros elétrons da estrutura cristalina, e outros ficam presos em uma armadilha em altos níveis de energia, os quais permaneceram estáveis durante algum tempo, criando assim uma imagem latente [4,3]. O número de elétrons presos na armadilha é proporcional à radiação incidente sobre o material fotoestimulável [7].

A leitura da placa CR é realizada introduzindo-a na unidade digitalizadora, onde um fino laser estimulará os elétrons a voltar ao seu estado fundamental, causando a emissão de fótons que serão convertidos em um sinal elétrico proporcional utilizado para gerar a imagem [4, 8]. Geralmente, uma transformação logarítmica é aplicada no sinal durante essa etapa de geração da imagem [8].

Na radiografia computadorizada, a qualidade da imagem mamográfica digital está determinada por um conjunto de parâmetros que necessitam ser cuidadosamente escolhidos antes da aquisição da imagem, entre os quais está a tensão aplicada ao tubo de raios X, a combinação ânodo-filtro e o tempo de exposição [9].

O presente trabalho propõe estudar a resposta de uma placa CR para mamografia realizando uma variação nos parâmetros de tensão aplicada ao tubo e no tempo de exposição.

2. METODOLOGIA

Para a aquisição dos dados experimentais foi utilizado um aparelho de mamografia VMI, modelo Graph Mammo AF, mostrado na Fig. 1*a*, que possui um ânodo giratório e combinação ânodo/filtro de Molibdênio e uma placa CR para mamografia de 18 x 24 cm^2, modelo Regius RP6M110, fabricado por Konica Minolta, mostrado na Fig 1*b*.

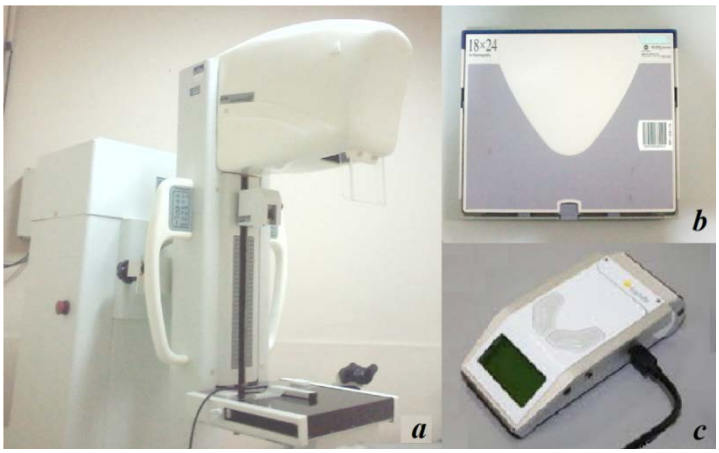


Fig. 1. Aparelho para mamografia (*a*). Placa CR (*b*). Medidor Ray Safe Xi (*c*).

Para a obtenção das imagens não processadas *.raw* foram escolhidas duas tensões de alimentação de 20 e 25 kV, mantendo constantes o valor da corrente para ambos feixes em 70 mA e a distância entre o foco e o detector em 53,30 cm. O tempo de exposição foi variado em um intervalo de 0,06 a 5,50 s para o feixe de 20 kV e de 0,50 a 3,50 s para o feixe de 25 kV. Com esses parâmetros foram realizadas exposições sucessivas da placa CR, obtendo 25 imagens não processadas. Cada imagem tem um tamanho de 236,95 x 176,75 mm^2 (5416 x 4040 pixel) com o tamanho do pixel de 43,85 µm.
Posteriormente, utilizando as mesmas técnicas de exposição foram feitas as medições do Kerma no ar, taxa de Kerma e tempo de exposição com o uso do medidor Ray Safe Xi, mostrado na Fig. 2*c*. O detector do estado sólido utilizado para a medição foi posicionado de modo que a região detectora estivesse no centro da placa para poder correlacionar o grau de escurecimento com o Kerma no ar. Foram realizadas 5 medições para cada tempo de exposição e para os dois feixes.
A partir das imagens obtidas foi realizada a análise da variação do grau de escurecimento da placa CR na região central da imagem e depois na região total da imagem. Para esse fim, foi utilizado o software ImageJ mediante o qual foi escolhido uma área de 21 x 21 pixel na região central de cada imagem para conseguir o valor do escurecimento médio correspondente a cada feixe e tempo de exposição. Em seguida, foram selecionadas duas imagens com o mesmo tempo de exposição, mas diferentes tensões e foi feita a escolha da área total da imagem para avaliar a variação do Kerma no ar na área total da imagem.

3. RESULTADOS

Obtidos os dados do grau de escurecimento da região central da imagem e Kerma no ar, realizou-se a correlação do valor numérico do grau de escurecimento da placa CR na escala de cinza com o tempo de exposição a fim de calcular, mediante ajuste de curvas, o tempo para o qual a placa CR satura para cada tensão aplicada. Encontrou-se que para a tensão de 20 kV a placa saturará aos 10,95 s e para a tensão de 25 kV saturará aos 3,61 s, ambas correlações são mostradas nas Fig. 2 e 3 respectivamente.

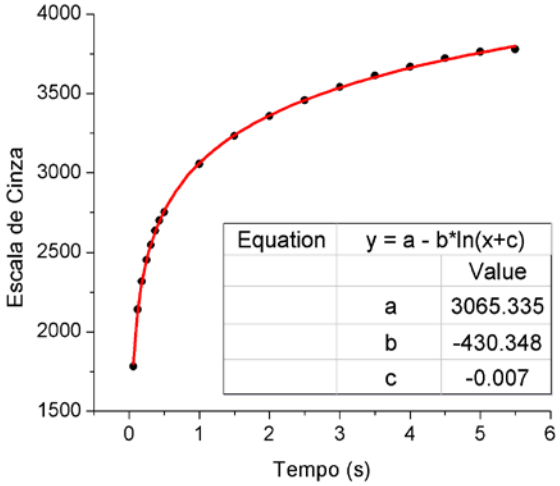


Fig. 2. Curva de saturação da placa CR correspondente ao feixe de 20 kV.

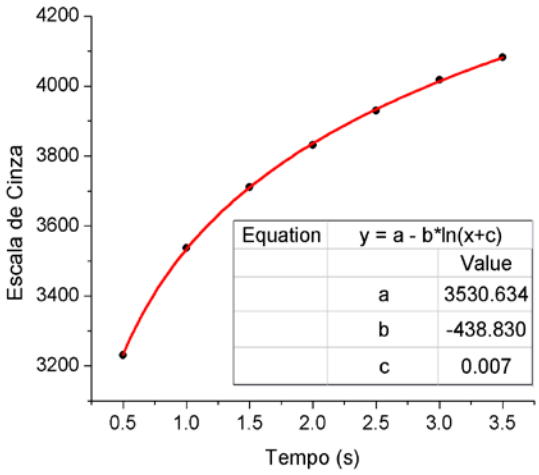


Fig. 3. Curva de saturação da placa CR correspondente ao feixe de 25 kV.

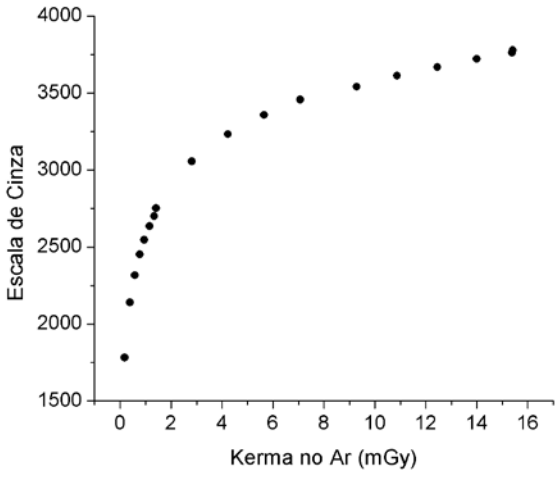


Fig. 4. Correlação do grau de escurecimento da imagem com relação ao Kerma no ar para o feixe de 20 kV.

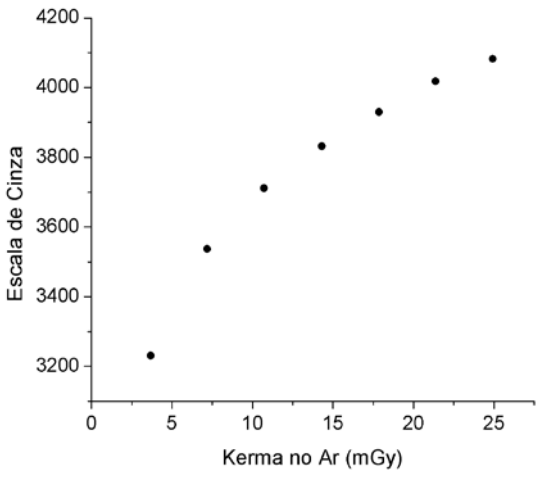


Fig. 5. Correlação do grau de escurecimento da imagem com relação ao Kerma no ar para o feixe de 25 kV.

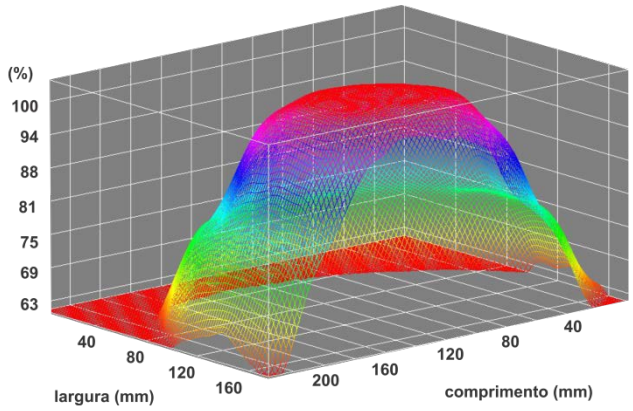


Fig. 6. Variação porcentual do grau de escurecimento da placa CR para o feixe de 20 kV e tempo de exposição de 2,5 s.

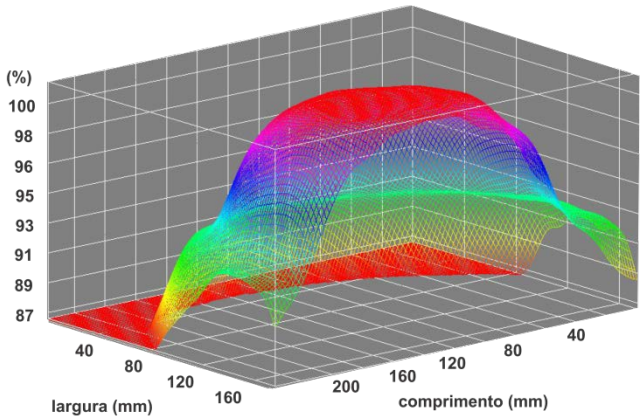


Fig. 7. Variação porcentual do grau de escurecimento da placa CR para o feixe de 25 kV e tempo de exposição de 2,5 s.

Posteriormente foi realizado a correlação do valor numérico do grau de escurecimento da placa CR com o Kerma do ar para as duas tensões, mostradas nas Fig. 4 e 5. Seguidamente, duas imagens foram selecionadas para realizar a análise da variação do Kerma no ar, em toda a área da placa CR, mostradas nas Fig. 6 e 7.

As correlações realizadas do grau do escurecimento da placa CR com relação ao tempo de exposição e ao Kerma no ar mostram um comportamento semelhante para as duas tensões. Os resultados mostram que, segundo o grau de escurecimento da placa CR, essa apresenta um comportamento inicialmente linear e depois uma região de saturação, e que de acordo com o ajuste de curvas realizado, apresenta-se primeiro para a curva correspondente ao maior valor de tensão aplicada. Comportamento similar ocorre na correlação do grau do escurecimento da placa CR em relação ao Kerma no ar, que satura mais rapidamente para a curva correspondente ao maior valor de tensão aplicada.

O comportamento da variação percentual do Kerma no ar registrado pela placa CR para a tensão de 20 kV apresentou um valor mínimo registrado de 37,19% menor que o valor máximo. Isso significa que se o Kerma no ar máximo medido para essa imagem é de 7,07 mGy, o Kerma no ar mínimo da imagem será de 4,45 mGy. E que a região onde se encontra o maio valor do Kerma no ar esta na parte central da placa mais próxima à parede torácica, evidenciando o efeito anódico, o menor valor foi encontrado na região mais distante da parede torácica.

O comportamento da variação porcentual do Kerma no ar registrado pela placa CR para a tensão de 25 kV, demonstrou uma menor variação do Kerma no ar, que varia apenas 12,05% abaixo do valor máximo, que é de 16,48 mGy e um mínimo de 14,42 mGy. Observou-se adicionalmente que a taxa do Kerma no ar se mantém constante independentemente da variação do tempo de exposição.

4. CONCLUSÃO

O conhecimento das características de saturação da placa CR em relação ao tempo de exposição, e ao Kerma no ar permite a escolha de parâmetros mais adequados para trabalhar com as tensões apresentadas

nesse trabalho, sem aproximar-se da região de saturação, o que possibilita executar a técnica mamografica minimizando os problemas devidos à subexposição e mantendo a qualidade da imagem diagnóstica.
O comportamento da variação do Kerma no ar ao longo da placa CR evidencia que, existem regiões onde a informação coletada pela placa poderia sofrer interferência, caso não seja utilizada uma placa CR do tamanho indicado para o paciente, especialmente no caso de mamas grandes.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem o apoio da Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES) e da Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG) para o desenvolvimento deste trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Portal INCA: http://www2.inca.gov.br/wps/wcm/connect/tiposdecancer/site/home/mama

[2] IAEA. “Control de Calidad en Mamografía: Protocolo elaborado en el marco de dos proyectos regionales ARCAL/OIEA”. Viena: OIEA, 2006, 138p.

[3] Dance, D. R. Chistofides, S. Maidment, A. D. A. McLean I. D. Ng, K. H. “Diagnostic radiology physics”. IAEA. Vienna, 2014: 682p. ISBN 978–92–0–131010–1.

[4] Mawdsley, G.E. Bloomquist, A.K. Yaffe, M.J. “Digital Mammography Quality Control for the Mammographic Physicist”. Toronto: Ontario Breast Screening Program. November, 2011: 166p.

[5] INAC. PROGRAMA DE CONTROL DE CÁNCER DE MAMA (PCCM) “Manual Operativo para el uso de Mamografía en Tamizaje”. Argentina, 2012: 82 p.

[6] Oliveira, B. B. Oliveira, M. A. Paixão, L. Teixeira, M. H. A. Nogueira, M. S. “Dosimetria e avaliação da qualidade da imagem em um sistema de radiografia direta”. Radiologia Brasileira, SP, v. 6, n. 47, 2014: 361–367p.

[7] Oliveira, M. A. “Avaliação da dose glandular e qualidade da imagem de pacientes submetidas a mamografias com processamento de imagem digital” (Dissertação-Mestrado). CDTN. Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais. Belo Horizonte, 2011: 93 p.

[8] NHS Cancer Screening Programmes. “Commissioning and routine testing of full field digital mammography systems. NHSBSP Equipment Report 0604”. September 2006. Version 2. Guildford, UK: 58 p.

[9] Blanco, S., Andisco, D. Di Risio, C. Buzzi, A. E. “La digitalización de equipos de mamografía: elementos fundamentales a tener en cuenta para beneficiarnos de la tecnología”. Revista Argentina De Radiología, Elsevier España, v. 78(4), 2014:236-239 p.

Id.: AP-12

A APLICAÇÃO DE MULTI-ISÓTOPOS PARA CONTROLE DE QUALIDADE: ÁCIDO TARTÁRICO

Glaucia Danielle Leirose[1], Marie-Florence Grenier-Loustalot[2], Arno Heeren de Oliveira[1]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG) - Av. Pres. Antônio Carlos, 6627 - Pampulha, Belo Horizonte, MG, Brasil
[2]European Research Institute on Natural Ingredients (ERINI) - 4, Traverse Dupont, Grasse, France
danileirose@gmail.com

Palavras-Chave: Multi-isótopos, Ácido tartárico, Produtos naturais

RESUMO

Substâncias naturais são a base de diversos tipos de indústrias. Elaborados a partir dessas substâncias, os produtos naturais tiveram um forte crescimento de sua fabricação na última década. Dois fatores podem ser destacados como justificativa: mudança nas leis regulamentarias que exigem comprovação da origem natural de matérias primas e aumento da demanda do consumidor por produtos orgânicos. Todavia, estes produtos apresentam elevados custos de produção e/ou dificuldade de obtenção. Além disso, a indústria química sintética tem inovado em seus processos de produção e expandido o número de compostos com alta similaridade aos naturais. Como resultado, produtos naturais estão expostos a diversos tipos de fraudes, como: origem geográfica, origem natural e adição de substâncias não nobres. A globalização do mercado de alimentos e a relativa facilidade com que alimentos são transportados entre países e continentes geram uma preocupação em órgãos fiscalizadores para garantir a qualidade e segurança dos produtos que chegam aos consumidores. O uso de técnicas analíticas é uma eficaz opção para monitoração. No caso do ácido tartárico as propriedades físico-químicas do produto natural e sintético são praticamente idênticas. A variação da razão de isótopos estáveis permite a investigação da origem deste ácido, já que esses dados fornecem um perfil das amostras. Medições de isótopos de carbono, oxigênio e hidrogênio fornecem informações sobre origem geográfica e método de produção. Este artigo revisa a aplicação de multi-isótopos no emergente campo da forense de alimentos, focando no caso do ácido tartárico.

1. INTRODUÇÃO

A comercialização de alimentos ocorre cada vez mais de maneira mundial. Atualmente, produtos específicos de uma região tem sido encontrados em diversas partes do mundo. Isso aumenta a preocupação do consumidor com relação a qualidade do produto que ele está consumindo. A garantia de origem de um produto é outro ponto muito requisitado por consumidores [1]. Associado a esta origem estão patriotismo, qualidades organolépticas e culinária específica, que agregam valor a esses artigos [2]. A legislação deve acompanhar as preocupações dos consumidores, garantindo que o produto embalado seja o descrito no rótulo. A regulamentação europeia e da Organização Internacional da Vinha e do Vinho (OIV) exige que o ácido tartárico usado no vinho tenha procedência exclusiva da uva [3]. Estudos anteriores buscaram diferenciar a origem do ácido tartárico, tanto com relação as diferentes origens

naturais possíveis quanto com a origem sintética. Diversas técnicas analíticas já foram utilizadas com este objetivo, porém a mais promissora foi a análise isotópica.

1.1. Ácido tartárico

É um ácido orgânico natural encontrado na fermentação de polpa de frutas, especialmente uva e tamarindo. É um composto estável e, quando isolado, é um sólido branco cristalino, sem odor e solúvel em água. Por conter dois grupos carboxila, seu pH é baixo, aproximadamente 1,6. Isso confere um forte sabor ácido nesta substância [4]. Este é um composto de fórmula molecular $C_4H_6O_6$. Essa molécula apresenta dois átomos de carbono assimétricos e quatro formas estereoisoméricas, como pode ser observado na Fig. 1.

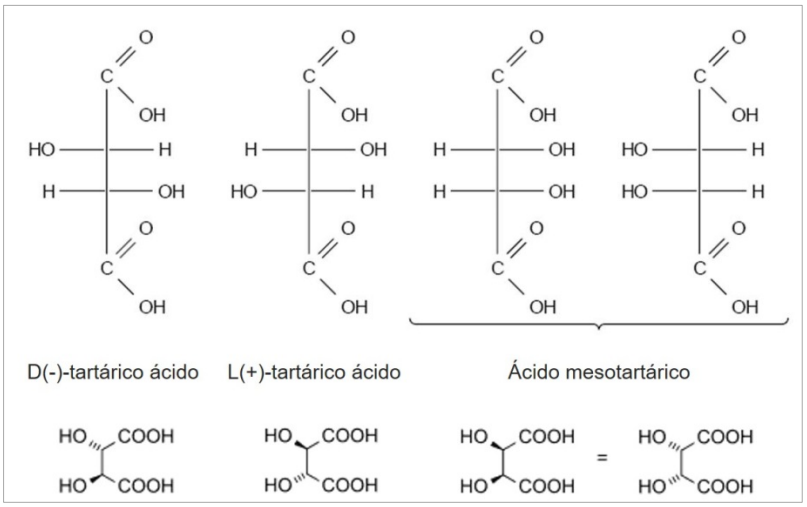


Fig. 1. Estruturas do L-(+)-ácido tartárico.

Duas formas são opticamente ativas, L(+)-ácido tartárico e D(-)-tartárico ácido, também chamadas de ácido levo-tartárico e ácido dextro-tartárico, respectivamente. A diferença entre eles é a direção de rotação da luz quando em solução. Os sinais, positivo e negativo, foram adotados por convenção. Eles são enantiômeros, ou seja, moléculas assimétricas e imagem-espelho um do outro. A terceira forma é opticamente inativa, o ácido tartárico racêmico é uma mistura de partes iguais dos ácidos levo-tartárico e dextro-tartárico. Última e aquiral forma, ácido mesotartárico apresenta plano de simetria e também é opticamente inativo [5]. O ácido tartárico obtido naturalmente ou sinteticamente está na forma L(+). A forma racêmica também pode ser produzida industrialmente. Já a forma D (-) é rara e não tem aplicações [6].
O L(+)-ácido tartárico é uma substância amplamente utilizada na indústria alimentar e farmacêutica. É um importante regulador de acidez e contribui no controle de microrganismos. Além disso, ele influência diretamente no acidez do vinho, importante parâmetro para este produto [7, 8].

1.2 Produção

Existem basicamente três métodos para obtenção do ácido tartárico: natural como um subproduto do vinho, síntese química e síntese biotecnológica.
Produção natural

Normalmente, o ácido tartárico está presente no processo de fabricação do vinho na forma de sais, bitartarato de potássio e tartarato de cálcio, em menor quantidade. A produção inicia com a neutralização da matéria prima. Ácido clorídrico é adicionado para aumentar a solubilidade do bitartarato de potássio, Eq. 1. A acidificação máxima é alcançada no pH 4,5. Em seguida, solução de carbonato de cálcio ou de hidróxido de cálcio é adicionada lentamente para precipitar o tartarato de cálcio, Eq. 2 [9].

$$KHC_4H_4O_6 + HCl_{(aq)} \rightarrow H_2C_4H_4O_{6(aq)} + KCl_{(aq)} \quad \text{Eq. 1}$$

$$H_2C_4H_4O_6 + CaCO_3 + 3H_2O \rightarrow CaC_4H_4O_6 \cdot 4H_2O + CO_2 \quad \text{Eq. 2}$$

O tartarato de cálcio é separado da solução por centrifugação. Por fim, o tartarato de cálcio é convertido em ácido tartárico pela adição de ácido sulfúrico, Eq. 3. O sulfato de cálcio formado é insolúvel em água e é retirado por filtração.

$$CaC_4H_4O_6 + H_2SO_4 \rightarrow C_4H_6O_6 + CaSO_4 \quad \text{Eq. 3}$$

A solução de ácido tartárico é concentrada e lentamente resfriada para cristalização. Após a secagem, obtêm-se ácido tartárico com grau de pureza de cerca de 99,9% [10].

Síntese química
Um método de produção de ácido tartárico em larga escala foi descrito por Church em 1951 [11]. A síntese é feita a partir do ácido maleico, um subproduto da extração de petróleo. Este ácido é hidroxilizado pelo peróxido de hidrogênio, tendo o óxido de tungstênio como catalisador, Eq. 4. É formado um composto intermediário, o ácido epóxi succínico, que é hidrolizado para formar o ácido tartárico, Eq. 5.

$$C_4H_4O_4 + H_2O_2 \rightarrow C_4H_4O_5 \quad \text{Eq. 4}$$

$$C_4H_4O_5 + H_2O \rightarrow C_4H_6O_6 \quad \text{Eq. 5}$$

Em seguida, a solução é cristalizada em baixa temperatura, centrifugada e seca, obtendo-se então o ácido tartárico sólido.

Síntese biotecnológica
Esta síntese é baseada na conversão ácido cis-epóxi succínico em L(+)-ácido tartárico. O ácido cis-epóxi succínico é um derivado do ácido maleico, ou seja, é um derivado do petróleo. Uma enzima capaz de hidrolizar o grupo epoxi é utilizada no processo. Ela pode vir de diferentes espécies como *Nocardia*, *Acetobacter*, *Corynebacterium*, *Acinetobacter*, *Agrobacterium*, *Rhizobium*, *Pseudomonas* e *Rhodococcus* [12].

Neste método um microorganismo é incubado em um meio de cultura, então uma solução de sal epóxi succínico é adicionada. Se o sal não contem cálcio, cloreto de cálcio ou outro sal de cálcio deve ser acrescentado. A enzima presentes neste microorganismo é capaz de hidrolizar o sal epóxi succínico em L(+)-tartarato de cálcio com alta seletividade. O tartarato de cálcio formado é separado por filtração. A recuperação do tartarato de cálcio em ácido tartárico é feita em resina de troca iônica [13]. As vantagens deste processo são o baixo custo, abundância de matéria prima e alta seletividade da biotransformação.

1.3. Abundância isotópica

A abundância isotópica dos principais elementos da matéria orgânica foi fixada na formação da Terra, e, em escala global, esses valores têm permanecido os mesmos. Os principais elementos mensurados são carbono, hidrogênio, oxigênio, nitrogênio, enxofre e estrôncio. Processos biológicos, químicos e físicos podem provocar sutis variações na composição isotópica dos materiais [14].
Na área alimentícia a análise da abundância isotópica fornece importantes informações que colaboram no controle de qualidade desses produtos. Por exemplo, a razão isotópica do carbono ($^{13}C/^{12}C$) em plantas varia de acordo com sua via de absorção de CO_2. Plantas que utilizam o caminho C3 na fotossíntese são predominantes em altas altitudes, de zonas frias ou temperadas. Já as plantas de via C4 tem faixa de razão isotópica diferente, geralmente mais enriquecida de ^{13}C, e são típicas de climas quentes e baixas altitudes. Existe uma diminuição da razão $^{13}C/^{12}C$ dos equador para os polos. Já oxigênio e hidrogênio sofrem processos semelhantes de fracionamento já que possuem como principais fontes chuvas meteóricas e marinhas [1]. As razões $^{18}O/^{16}O$ e $^{2}H/^{1}H$ são fortemente influenciadas pela altitude. A diminuição de temperatura e a evaporação de água do oceano são processos que reduzem a precipitação de isótopos pesados. Consequentemente, a razão isotópica desses elementos decresce em direção da costa para o continente e do equador para os polos [2]. Sendo o ácido tartárico composto de oxigênio, carbono e hidrogênio a análise destes elementos é capaz de fornecer importantes dados sobre método de produção e origem geográfica deste produto.

2. ESPECTROMETRIA DE MASSAS DE RAZÕES ISOTÓPICAS

A espectrometria de massas de razões isotópicas (IRMS) é utilizada na medição da abundância relativa de isótopos em diferentes materiais. Variações na abundância natural de isótopos são calculadas usando a notação delta (δ), de acordo com a equação 6:

$$\delta = \left(\frac{R_{amostra}}{R_{referência}} - 1\right) x\ 1000 \qquad \text{Eq. 6}$$

onde δ é o desvio das razões isotópicas relativamente a substâncias de referência ou padrão, Ramostra e Rreferência corresponde à razão isotópica entre o isótopo estável mais pesado e o isótopo estável mais leve da amostras e da referência, respectivamente. Esta análise é muito precisa, geralmente com variações na terceiro ou quarto algarismo significativo, por isso a necessidade da multiplicação final, convertendo em por mil [14].
Geralmente, esta técnica é rápida e de fácil preparação de amostras. Toda a instrumentação do espectrômetro de massa de razões isotópicas é similar a um espectrômetro de massas comum. O IRMS é projetado para medir precisamente pequenas diferenças de abundancia isotópica de $^{2}H/^{1}H$, $^{13}C/^{12}C$, $^{15}N/^{14}N$ e $^{18}O/^{16}O$. A amostra é convertida em gases simples como H_2, CO_2 e CO e ingressa no aparelho simultaneamente com um gás padrão. Em seguida, já no espectrômetro de massas, as moléculas gasosas são ionizadas através da interação com um feixe de elétrons. Os íons são centrados e acelerados por um campo de alta voltagem. A escolha da força do campo magnético e voltagem de aceleração é feita de acordo com a relação carga/massa (m/z) dos íons analisados. Por exemplo, no caso do CO_2, os dados compreendem três traços de íons: $^{12}C^{16}O_2$, $^{13}C^{16}O_2$ e $^{12}C^{18}O^{16}O$, de respectivas m/z 44, 45 e 46. Os íons são registrados simultaneamente por um múltiplo detector copo de Faraday [15]. Os dados obtidos são

amplificados e registrados, as áreas dos picos formados são integradas quantitativamente e a razão isotópica é calculada.

3. DISCUSSÃO

Análise de multi-isótopos por IRMS é bem conhecida e definida para controle de adulteração de diversos alimentos, como vinho, carne bovina, queijo, leite, café, chá e suco de laranja [2]. O estudo desta técnica para estudo do ácido tartárico é recente, porém vem mostrando resultados promissores. Serra [16] analisou a abundância isotópica de carbono e oxigênio em amostras de ácido tartárico, buscando identificar se eram naturais ou sintéticos e local de origem. Ele obteve boa separação entre os ácidos naturais e sintéticos, porém a separação por geográfica por países contou com poucas amostras. Rojas [17] estudou ácidos tartáricos produzidos a partir de mosto de uva, tamarindo de diversos países e sintéticos. Foram medidos $^{13}C/^{12}C$, $^{18}O/^{16}O$ e $^{2}H/^{1}H$. Somente os valores de carbono e oxigênio já foram suficientes para identificação da fonte do ácido tartárico. Com a adição dos dados de abundância isotópica do hidrogênio foi possível separar também as amostras sintéticas.

4. CONCLUSÃO

A ampliação do controle de qualidade de alimentos deve estar sempre em foco, já que garante a qualidade e segurança de produtos de consumo direto do consumidor. Devido a sua grande aplicação e utilização, o estudo do ácido tartárico deve ser aprofundado. Trabalhos encontrados na literatura apontam um caminho promissor para a análise desta substância, porém um maior número de amostras devem ser analisadas. E também deve-se variar sua origem geográfica. Em adição, a análise dos produtos derivados do ácido tartárico é uma importante complementação para este tipo de produto.

AGRADECIMENTOS

À Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG). Ao European Research Institute on Natural Ingredients (ERINI). À CAPES.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] S. Kelly et al., “Tracing the geographical origin of food: The application of multi-element and multi-isotope analysis”, Trends in Food Science & Technology, Vol. 16, n. 12, pp. 555-567 (2005).

[2] C. Cordella et al., “Recent Developments in Food Characterization and Adulteration Detection: Technique-Oriented Perspectives”, Journal of Agricultural and Food Chemistry, Vol. 50, n. 7, pp. 1751-1764, (2002).

[3] OIV. “OIV Wine & Vine Outlook (2010-2011)”, Organisation Internationale de la vigne et du vin, Paris, (2014).

[4] Miranda, V. A. C. “Ácido Tartárico como Molécula de Partida para a Síntese de Moléculas Quirais”, Dissertação, Departamento de Química e Bioquímica da Universidade de Lisboa, Portugal (2012).

[5] G. T. W. Solomons and C. B. Fryhle, “Química Orgânica”, 10ª ed., Rio de Janeiro, Ed. LTC, (2012).

[6] G. T. Blair and J. J. DeFraties, “Hydroxy Dicarboxylic Acids”, Kirk-Othmer Encyclopedia of Chemical Technology, Ed. John Wiley & Sons, Inc., (2000).

[7] Van Nostrand's Scientific Encyclopedia. “Tartaric Acid”, Ed. John Wiley & Sons, Inc., (2005).

[8] Agricultural Marketing Service – United States Department of Agriculture. “Tartaric Acid”, Ed. Agricultural Marketing Service, USA (2011).

[9] Braga, F. G. “Valorização Industrial de Subprodutos Vinícolas - Produção de ácido tartárico e de corantes a partir das borras e dos bagaços”, Tese, Faculdade de Engenharia da Universidade do Porto, Portugal (2002).

[10] Basaran, T. Y. “Ion Exchangers in The Recovery of Tartaric Acid From Aqueous Solutions”, Tese, Graduate Scholl of Natural and Applied Sciences da Middle East Technical University Ankara, Turquia (2006).

[11] J. M. Church and R. Blumberg, “Synthesis of Tartaric Acid - by the hidroxylation of maleic acid”, Industrial and Engineering Chemistry, Vol.. 43, n. 8, pp. 1780-1786, (1951).

[12] Z. Wang et al., “Improvement of the Production Efficiency of l-(+)-Tartaric Acid by Heterogeneous Whole-Cell Bioconversion”, Applied Biochemistry and Biotechnology, Vol. 172, n. 8, pp. 3989-4001 (2014).

[13] J. M. Kassaian. “Tartaric Acid - Ullmann's Encyclopedia of Industrial Chemistry”, Ed. Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA (2000).

[14] Ferreira, A. I. A. J. V. “Espectrometria de Massa de Razões Isotópicas”, Tese, Departamento de Química e Bioquímica da Universidade de Lisboa, Portugal (2008).

[15] W. Meier-Augenstein, “Applied gas chromatography coupled to isotope ratio mass spectrometry”, Journal of Chromatography A, Vol. 842, n. 1–2, pp. 351-371, (1999).

[16] F. Serra et al., “13C and 18O isotopic analysis to determine the origin of L-tartaric acid”, Rapid Communications in Mass Spectrometry, Vol. 19, n. 10, pp. 1227-1230 (2005).

[17] J. M. M. Rojas et al., “Control of oenological products: discrimination between different botanical sources of L-tartaric acid by isotope ratio mass spectrometry”, Rapid Communications in Mass Spectrometry, Vol. 21, n. 15, pp. 2447-2450 (2007).

Id.: AP-13

O USO DO RADÔNIO COMO TRAÇADOR PARA IDENTIFICAÇÃO DE SEÇÕES DE DESCARGA DO AQUÍFERO NA BACIA DE JUATUBA, MG

Cláudio José Chagas[1, 2]; Vinícius Verna Magalhães Ferreira[2]; Raquel Luísa Mageste Fonseca[2]; Zildete Rocha[2]; Rubens Martins Moreira[2]; Talita Oliveira Santos[1] & Maria Ângela de Barros Correia Menezes[1, 2.]

[1]PCTN – Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Departamento de Engenharia Nuclear Escola de Engenharia Universidade Federal de Minas Gerais – UFMG.
Av. Antônio Carlos, 6627 Campus UFMG - Escola de Engenharia, Bl 4, sala 2299 - Pampulha – Belo Horizonte – MG. CEP: 31.270-090 - Belo Horizonte – MG

[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN
Av. Antônio Carlos 6627, Campus UFMG. - CEP 31270-901 – Belo Horizonte - MG

cjc@cdtn.br

Palavras-Chave: Hidrologia, Traçador, Radônio.

RESUMO

O uso de traçadores naturais na hidrologia se mostra uma ferramenta bastante útil, que vem sendo utilizada em vários cenários. Um destes traçadores é o radônio, ^{222}Rn, um gás nobre oriundo de fontes naturais por consequência do decaimento radioativo do ^{226}Ra. Ele pode ser encontrado, em maior ou menor grau de concentração, em toda água subterrânea, assim como em rochas de onde escapa para a atmosfera através dos espaços decorrentes de fissuras e ou nanoporos presentes na rocha, pela lixiviação das águas ou outros líquidos através desses espaços. Neste trabalho, o gás radônio, diluído na água superficial, foi utilizado como traçador no intuito de serem identificadas seções de descarga do aquífero no Córrego da Matinha, pertencente à Bacia do rio Juatuba. Os resultados apresentados exprimem os estudos ocorridos entre o segundo semestre de 2014 e o segundo semestre de 2015, em quatro campanhas de amostragem. Os resultados mostraram a presença de quantidades significativas do radioisótopo em diversas seções do Córrego da Matinha, o que indica a conexão entre as águas subterrâneas e as superficiais. A conexão pode justificar a diferença das vazões encontradas entre montante e jusante das seções de descarga, uma vez que não existiam outras contribuições superficiais ao longo do trecho estudado.

1. INTRODUÇÃO

A escassez hídrica provocada pela baixa pluviosidade ocorrida nos últimos anos na área mais populosa do Brasil chamou a atenção para que estudos relativos a esse bem se destacassem. Não poderia ser diferente por se tratar de um bem essencial à vida e estar presente, cerca de 60%, na matriz energética brasileira [1].

Muitos problemas hidrológicos relatados na agricultura, abastecimento, indústria e áreas de habitação, entre outros, puderam ser resolvidos com a ajuda da técnica de traçadores. No entanto, vários processos relacionados com a distribuição de água ainda necessitam de investigações precisas, tais como os que envolvem água de superfície, o vapor de água na atmosfera, a água do subsolo em zonas insaturado-saturadas e a inter-relação entre a água superficial e subterrânea [2].

Dentro do arcabouço das "Técnicas Nucleares" está o uso de isótopos naturais e artificiais como traçadores para o estudo do meio ambiente. Um traçador é qualquer substância ou partícula (química/biológica), que pode ser usada para seguir, de forma pontual ou contínua, o comportamento de um determinado sistema, como por exemplo, volume de água em ambiente aberto ou subterrâneo. Um traçador deve possuir as seguintes características: ser atóxico, barato, apresentar detecção inequívoca e ter quantificação em concentrações mínimas, mover-se com a água, não perturbar o sistema em estudo, ser quimicamente estável, não estar presente em quantidades grandes na água estudada e não ser absorvido ou filtrado pelo meio sólido através do qual a água se move [3].

O uso de isótopos [4] estáveis e radioativos como traçadores para compreender o comportamento hidrológico ampliou-se nos últimos anos, quando uma instrumentação adequada para essas medidas tornou-se disponível no mercado, que estão presentes naturalmente na hidrosfera/atmosfera e podem ser chamados de traçadores isotópicos ambientais. Quando são aplicados intencionalmente à água para investigações específicas, são chamados traçadores isotópicos artificiais. Em muitos casos os processos estudados abrangem água utilizada para abastecimento público não sendo, portanto, desejada a descarga de altas taxas de substâncias artificiais nos sistemas – rios, lagos, aquíferos, oceanos, etc. Sendo assim, traçadores isotópicos ambientais muitas vezes são os mais recomendados para aplicações em hidrologia [5].

Nesse contexto, a utilização do radônio como traçador merece destaque. O radônio possui dois isótopos aplicáveis ao estudo de águas: o ^{222}Rn (meia vida de 3,82 dias), produzido pelo decaimento alfa do ^{226}Ra na série do ^{238}U e o ^{220}Rn (meia vida de 56 segundos), também conhecido como torônio, produzido pelo decaimento alfa do ^{224}Ra na série do ^{232}Th. Por possuir maior tempo de meia vida o ^{222}Rn é um isótopo amplamente utilizado como traçador de águas subterrâneas e superficiais [6]. O ^{222}Rn é quimicamente inerte, o que possibilita a desconsideração de reações biogeoquímicas com o meio facilitando sua medida de concentração. Além disso, o radônio é enriquecido em águas subterrâneas quando comparado a águas de superfície [7]. Esta característica decorre do fato da água subterrânea estar em contato direto com grãos minerais que contém rádio – exercendo o papel de transportador de gás do radônio, e da água de superfície estar sujeita à turbulência promovida por fatores ambientais permitindo a fuga de radônio [8]. Embora haja exceções à regra, os granitos têm alto teor de Rádio, rochas metamórficas e sedimentares contêm nível intermediário já o calcário possui níveis bastante baixos [9].

Sendo assim, com o uso de técnicas nucleares, esta pesquisa tem como objetivo principal, localizar as seções de descarga do aquífero ao longo do Córrego da Matinha, afluente do Córrego Mato Frio, na cidade de Itaúna, MG, pertencente à bacia experimental do rio Juatuba.

2. METODOLOGIA

Foi feito um levantamento das pesquisas realizados na área, diante desses estudos observaram-se as bases para a escolha do local, tais como, morfologia adequada, histórico de chuvas, vazões pretéritas, ocupação do solo e geologia. Após a eleição de dois locais foi feito uma consulta aos moradores da região para verificar o acesso a esses locais. O local escolhido foi o Córrego da Matinha, daí partiu-se para definição dos equipamentos adequados à execução dos experimentos nesse local, de forma a satisfazer um método de análise quantitativa das amostras a ser coletadas.

2.1. Área de estudo

A Bacia de Juatuba está inserida no Alto Rio São Francisco, tendo uma área de 442 km² a cerca de 60 km de Belo Horizonte, abrangendo os municípios de Mateus Leme, Igarapé e Itaúna no estado de Minas Gerais, Brasil. Os principais cursos hídricos que formam o Rio Juatuba são os Ribeirões Serra Azul e Mateus Leme, que possuem uma área de drenagem de 265 e 155 km² respectivamente [10]. A microbacia do Córrego da Matinha (Fig. 1) está inserida na sub-bacia do Córrego Mato Frio que possui uma área aproximada de 13,5 km^2. O Córrego Mato Frio se une ao Córrego Freitas para formar o Ribeirão Serra Azul.

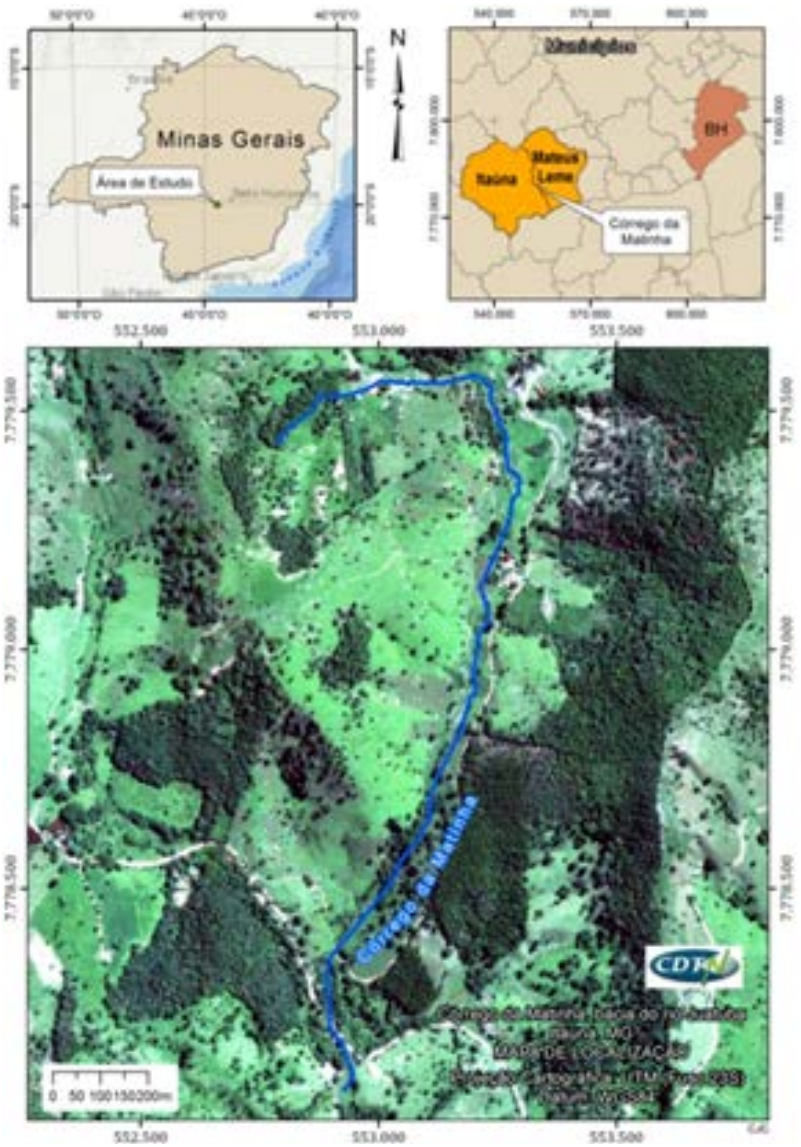


Fig. 1. Localização do Cór. da Matinha

Fonte: Lab. Geoprocessamento do CDTN

A área estudada dista 12 km do sítio urbano da cidade de Itaúna e é consonante com a tipologia de ambientes classificada como Tipo 2[1], cuja paisagem já foi antropicamente alterada, mas ainda apresenta ambientes ecológicos originais relativamente mantidos. Essa tipologia fica evidenciada quando identificamos áreas de pastagens seguidas de matas secundárias no local [11].

Sob o aspecto geológico e morfológico o Córrego da Matinha se encontra embasado no Complexo Metamórfico Divinópolis Granítico e obtém perenização de suas águas através de aquífero predominantemente fissural e em aquíferos livres ou rasos [12].

2.2. Coleta e análise de dados

Os dados foram coletados de 2014 a 2015 com 215 amostras de água ao longo do Córrego da Matinha. Durante as coletas também foram realizadas medidas de vazão em diversos trechos do córrego.

Na primeira campanha - setembro de 2014 - as coletas foram feitas na nascente e no exutório do córrego e em pontos escolhidos aleatoriamente no trecho de 2150 m que perfazem sua extensão total. Em cada ponto se coletou água corrente lentamente no fundo do leito e próximo ao talvegue (Fig. 2) usando-se uma seringa plástica hipodérmica de 100 mL de volume. Eram extraídos 500 mL de água em cinco etapas de 100 mL cada e injetados dentro do frasco de vidro evitando a formação de bolhas de ar, fazendo a água transbordar renovando o volume acondicionado para análise da concentração de ^{222}Rn daquele ponto. Os frascos de vidro - volumes de 250 e 275 mL - foram vedados com o cuidado de minimizar a quantidade de ar entre o nível da água e a tampa do frasco (Fig. 3), bem como identificados com data, hora e local da amostragem, auxiliado pelo registro no GPS e no caderno de campo.

Fig. 2. Coleta de água no Cór. da Matinha.

Fig. 3. Acondicionamento da amostra.

As concentrações de ^{222}Rn nas amostras foram obtidas com o equipamento RAD 7, fabricado pela DURRIDGE no qual há um detector alfa de estado sólido, que converte a radiação alfa em sinal elétrico [13].

[1]Os Tipos Básicos de Ambientes foram classificados como: 1-Ambientes de uso antrópico intensivo; 2-Ambientes de uso antrópico extensivo; 3-Ambientes conservados; 4-Tipologias especiais de ambiente. A Tipologia de ambientes faz parte do Manual para Licenciamento Ambiental do IBAMA, 2001 descrito em [11].

A partir da identificação e localização dos pontos com maior concentração de ^{222}Rn, expandiu-se a coleta de duas amostras distantes aproximadamente 30 e 60 m respectivamente a montante e duas a jusante desses pontos. Outros pontos também foram amostrados nessa segunda campanha, novembro de 2014, no intuito de diminuir as lacunas de amostragem deixadas na primeira campanha. As três campanhas seguintes, ocorridas em fevereiro, julho e setembro de 2015, foram feitas utilizando bomba peristáltica de baixa vazão e um tubo coletor que facilitou a coleta em trechos com mais vegetação e ou mais profundos. Nessas três campanhas procurou-se retificar e explorar as regiões onde a concentração de ^{222}Rn estava relativamente mais acentuada.

3. RESULTADOS

Observa-se no gráfico da Fig. 4, que as amostragens se destacam em cinco seções com maiores concentrações de ^{222}Rn. A maior atividade foi na Seção 2, de 77 kBq/m^3.

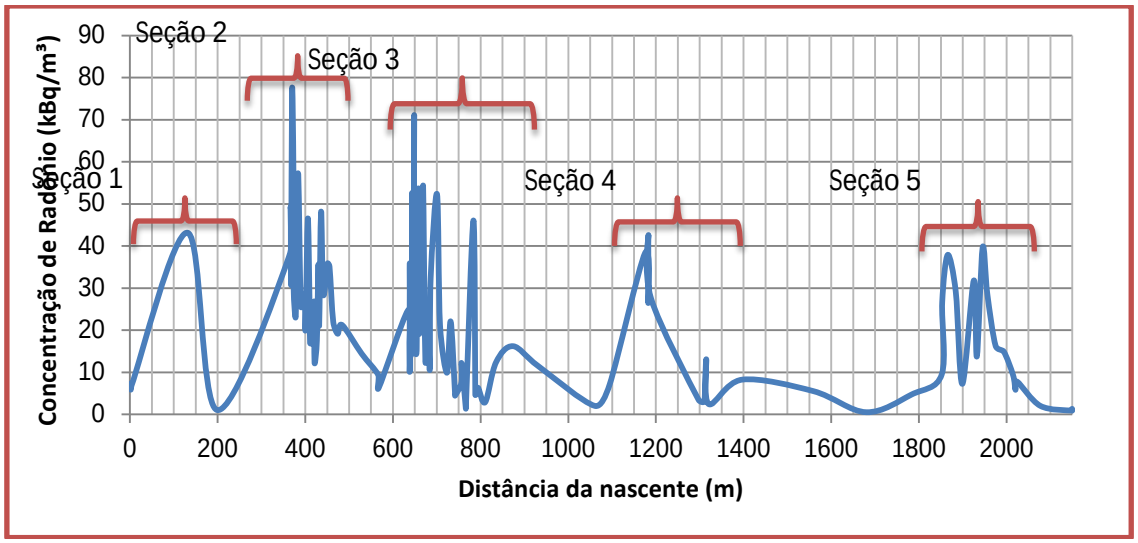


Fig. 4. Concentrações de radônio medidas no Córrego da Matinha.

A Tab. 1 apresenta a evolução das vazões medidas a montante e a jusante das seções 2, 3 e a vazão no final do córrego da Matinha na seção 5.

Tab. 1. Medidas de vazão ao longo do Córrego da Matinha.

Data	**Trecho**	**Vazão (L/seg)**
15/07/2015	Montante da seção 2	1,75
15/07/2015	Jusante da seção 2	2,10
03/08/2015	Montante da seção 3	2,40
03/08/2015	Jusante da seção 3	2,80
16/12/2015	Jusante da seção 5 (exutório)	3,54

4. CONCLUSÃO

Embora o método de pontos aleatórios para coleta inicial das amostras de água não tenha prejudicado o estudo, a definição antecipada dos pontos de amostragem baseada na divisão do comprimento do corpo hídrico em segmentos idênticos facilitariam a descoberta dos pontos de maior concentração de ^{222}Rn e também diminuiria o número de pontos amostrados.

O uso de radônio como traçador para a localização de seções de descarga no Córrego da Matinha vem sendo capaz de identificar trechos nos quais a sua concentração apresentou valores significativos. As diferenças de vazão encontradas entre montante e jusante das seções 2, 3 e 5 aparentam corresponder à presença de descarga do aquífero. Desta forma, é possível estabelecer a existência de correlação entre as vazões medidas e a alteração nas concentrações de ^{222}Rn.

AGRADECIMENTOS

Essa pesquisa contou com o amparo financeiro da FAPEMIG e apoio de várias pessoas e instituições. Agradecimentos aos colegas do SEMAM/CDTN: Vinícius Verna, Zildete Rocha, Nayron Presley, Elenísio Fonseca, Paulo Rodrigues, M. da Glória e Rose; dos bolsistas: Raquel, Amanda, Thaís, Fernanda, Mayara e Syaf; da UFMG: Talita Santos.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] ANEEL - Agência Nacional de Energia Elétrica," 2016. www.aneel.com.br. [Acesso em 25 de fevereiro 2016]

[2] B. P. Singh and B. Kumar, "Isotopes in Hydrology, Hydrogeology and Water Resources", Índia: Narosa Publishing House (2005).

[3] S. N. Davis, G. M. Thompson, H. W. Bentley e G. Stiles, "Ground-water tracers - a short review", Vol. 277, pp. 14-23 (1980).

[4] Instituto Antônio Houaiss, "Houaiss - Dicionário Eletrônico," Objetiva Ltda, (2009).

[5] T. V. Giap, "Use of radon-222 as tracer to estimate groundwater infiltration velocity in a river bank area", Vol. 2, pp. 12-17 (2003).

[6] L. L. Silva, C. L. Donnici, J. D. Ayala, C. H. Freitas, R. M. Moreira and A. M. F. Pinto, "O uso de agentes químicos para estudos hidrológicos, ambientais, petroquímicos e biológicos", Química Nova, Vol. 32, pp. 1576-1585 (2009).

[7] W. C. Burnett, R. Peterson, W. S. Moore and J. Oliveira, "Radon and radium isotopes as tracer of submarine groundwater discharge – Results from the Ubatuba, Brazil SGD assessment intercomparison", Estuarine, Coastal and Shelf Science, Vol. 76, pp. 501-511 (2008).

[8] P. G. Cook, G. Favreau, J. C. Dighton and S. Tickel, "Determining natural groundwater influx to a tropical river using radon, chlorofluorocarbons and ionic environmental tracers," Journal of Hidrology, Vol. 277, pp. 74-88 (2003).

[9] UNSCEAR, "Report Vol. I," United Nations sales publication, New York (2000).

[10] M. M. Drumond, “A técnica de traçadores e o seu potencial para ampliar o conhecimento hidrológico sobre as bacias brasileiras: um estudo aplicado à Bacia Representativa de Juatuba – MG”, Tese: Faculdade de Engenharia Sanitária e Ambiental, Departamento de Engenharia Hidráulica e Recursos Hídricos da UFMG. Belo Horizonte, MG, p. 216 (2004).

[11] L. E. Sánchez, “Avaliação de impacto ambiental: conceitos e métodos”, 3ª Edição ed., São Paulo, SP: Oficina de Textos, pp. 118 (2008).

[12] CPRM - Companhia de Pesquisa de Recursos Minerais, “Mapas de Geologia e de Sistemas Aquíferos Piezômetros de Juatuba” (2009).

[13] Durridge Radon Instrumentation, “RAD7 Radon Detector - User Manual”, MA, USA: Durridge Conpany Inc. (2015).

Id.: AP-15

DETERMINAÇÃO DE POROSIDADE EM SUPORTES PARA MEMBRANAS CERÂMICAS DE DIÓXIDO DE TITÂNIO RUTILO POR ESPECTROSCOPIA GAMA

Elizabeth E. M. Oliveira[1], Jorge G. Santos[1*], Umberto C. C. S. Siciliano[1]

[1]Instituto de Engenharia Nuclear - Rua Hélio de Almeida, 75 - Rio de Janeiro
[*] *in memoriam*
ucsiciliano@metalmat.ufrj.br

Palavras-Chave: Rejeitos Nucleares, Membrana Cerâmica, Radiação Gama.

RESUMO

As membranas cerâmicas apresentam vantagens sobre as membranas orgânicas para o tratamento de rejeitos nucleares por apresentarem maior vida útil, devido sua alta resistência a altas temperaturas e resistência química em solventes ácidos e básicos. Sendo assim, as membranas cerâmicas porosas são muito utilizadas quando se necessita de estabilidade térmica e química. Entre os materiais empregados para a fabricação de membranas cerâmicas, são encontrados os óxidos de alumínio (Al_2O_3), conhecido como alumina; sílica (SiO_2); zircônia (ZrO_2) e titânio (TiO_2) ou uma combinação destes. Para o processamento do pó de óxido de titânio e fécula de batata foi utilizada uma suspensão aquosa e a secagem desta foi realizada em *spray-dryer*, para obter-se um pó granulado e homogêneo. Após secagem, pôde ser realizada a prensagem do pó de forma adequada, resultando em compactados com boas propriedades antes e após o processo de sinterização. Este trabalho investiga o efeito da concentração de fécula de batata como formador de poros através de medidas da porosidade das pastilhas cerâmicas com a utilização de radiação gama. Os resultados mostraram que a porosidade final obtida foi satisfatória.

1. INTRODUÇÃO

Rejeito radioativo é todo e qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites estabelecidos pela CNEN (norma NE-6.05), cuja reutilização é imprópria ou não prevista. Também podem ser gerados em instalações radioativas, como: clínicas, hospitais, indústrias, universidades, centros de pesquisas, entre outras. [1, 2] Sendo assim, os processos de separação por membranas (PSM) vêm conquistando um espaço cada vez maior como técnica de separação, competindo com as técnicas tradicionais. [3]

Membrana é definida como sendo uma barreira que separa duas fases e restringe total, ou parcialmente, o transporte de uma ou várias espécies químicas presentes na fase. Os PSM, em sua grande maioria, promovem a separação sem a mudança de fase, portanto são processos energeticamente favoráveis. Outra característica dos PSM é serem operados à temperatura ambiente, podendo ser aplicados a substâncias termosensíveis [3]
Os processos de microfiltração (MF), ultrafiltração (UF), nanofiltração (NF) e osmose inversa (OI) apresentam como força motriz a pressão. As forças motrizes são as responsáveis pelo transporte de uma espécie através da membrana. [3]

No caso de membranas inorgânicas, a força motriz é a pressão. Estes materiais surgiram por volta de 1980, mas sua aplicação é recente, devido à complexidade de produção e do alto custo em relação às membranas orgânicas. Estas membranas apresentam maiores vantagens sobre as membranas poliméricas, como: altas resistências mecânica e térmica, alta resistência ao ataque químico e maior durabilidade. O requisito mais importante na escolha do material da membrana é ser estável nas condições de utilização. Vários materiais estão disponíveis, como os óxidos de alumínio (Al_2O_3), silício (SiO_2), zircônia (ZrO_2) e titânio (TiO_2) ou uma combinação destes. Estes óxidos apresentam alto ponto de fusão e estabilidade química, ideais para aplicação como suportes de membranas. [3]

De um modo geral, as membranas inorgânicas devem apresentar alto grau de separação de misturas; grande área superficial; alta densidade; poros pequenos e distribuição de tamanho de poros muito estreita. Essas características podem ser atingidas estudando-se as variáveis do processamento do pó, geralmente composto pelas seguintes etapas: preparação do pó, conformação da peça no formato desejado (corpo verde) e sinterização (corpo sinterizado). Na última etapa citada, a peça é submetida até 80% da temperatura de fusão do material, podendo atingir máxima densidade, obtendo-se corpos cerâmicos com boas propriedades mecânicas. [4]

As membranas cerâmicas devem apresentar poros abertos de forma a permitir a passagem do solvente, e ainda reter o soluto desejado. Sendo assim, é necessário ter-se um controle da dimensão e distribuição de tamanho de poros. [5]

O controle sobre a porosidade começa a ser definido na etapa de conformação, onde as partículas do material devem estar arranjadas de modo a proporcionar um corpo verde com a densidade e resistência necessária para a etapa de sinterização. [5]

A medida da porosidade de materiais é normalmente determinada por métodos como o de Arquimedes e Intrusão de Mercúrio. Ambos os métodos fornecem apenas informações de natureza global da amostra, além de em alguns casos, subestimar a quantidade de poros. Embora o último método seja mais preciso, é também destrutivo e tóxico, oferecendo risco para a saúde do inspetor e de contaminação do meio ambiente.

Por outro lado, a medida da porosidade por transmissão de raios gama tem se mostrado bastante interessante, principalmente por possuir algumas vantagens em relação a técnicas convencionais, como: determinação rápida, não destrutiva e por fornecer resultados com maior precisão para pequenas escalas, sobretudo em relação a heterogeneidades. Além disso, permite caracterizar aspectos como: variação de densidade, formato dos poros e sua distribuição espacial.

2. METODOLOGIA

2.1 Determinação da Porosidade Aparente

A porosidade das membranas é determinada de forma indireta através do cálculo da densidade geométrica, ρ_a [6, 7], utilizando a Equação 1:

$$\rho_a = \frac{m}{V}.\rho.100 \quad \% \tag{1}$$

Sendo:
m - Massa da pastilha seca (g);
ρ - Densidade teórica do óxido de titânio (4,1 $g.cm^{-3}$);
V - Volume geométrico (cm^3).

Desta forma, a porosidade aparente [6] pode ser obtida através da Equação 2:

$$P = 100 - \rho_a \quad \% \tag{2}$$

2.2 Determinação de Porosidade por Espectroscopia de Radiação Gama

Inicialmente é necessário determinar o coeficiente de atenuação do material isento de poros [7], conforme descrito na Equação 3:

$$\mu_a = \frac{1}{d} . \ln \frac{I_0}{I} \tag{3}$$

Sendo:
I - Intensidade do feixe de radiação gama transmitido através do material;
I_0 - Intensidade do feixe de radiação gama incidente no material;
μ_a - Coeficiente de atenuação do material;
d - Espessura do material.

Assim, a porosidade total [7] é calculada através da Equação 4:

$$P_t = \frac{\mu_a - \mu_b}{\mu_a} . 100\% \tag{4}$$

Sendo:
μ_b - Coeficiente de atenuação do material submetido ao feixe de radiação gama.

Cabe ressaltar que a Equação 4 só deve ser utilizada quando os coeficientes de atenuação corresponderem a materiais de mesma composição química.

A montagem do sistema de aquisição de dados está ilustrada na Fig. 1.

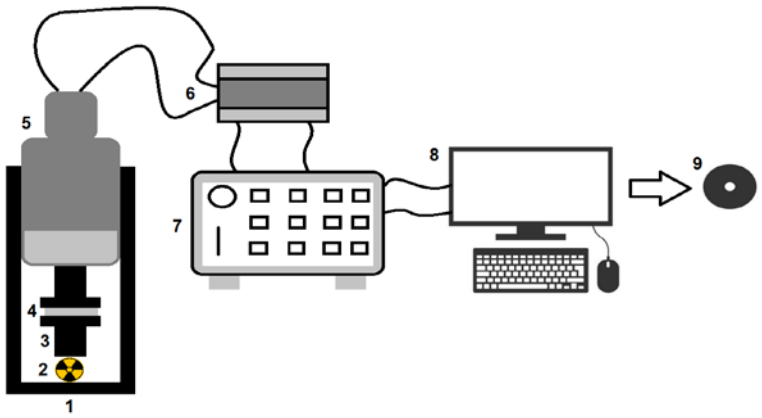


Fig. 1. Arranjo experimental do sistema de transmissão de radiação gama. (1) Blindagem de chumbo. (2) Fonte radioativa. (3) Colimador. (4) Amostra. (5) Detector cintilador. (6) Pré-amplificador. (7) Multicanal. (8) Computador para aquisição de dados via *software.* (9) Armazenamento de dados em mídia removível.

3. RESULTADOS

Inicialmente foram calculados os valores da porosidade aparente, para que pudesse ser estabelecida uma estimativa para este parâmetro. Em seguida foram calculados os valores da porosidade pelo método da espectroscopia gama. Os resultados encontram-se na Tab. 1.

Tab. 1. Valores de porosidade em função da concentração em peso de agente formador de poros (fécula de batata).

Fécula de batata (%)	**Porosidade por Gama (%)**	**Incerteza (%)**	**Porosidade Aparente (%)**	**Incerteza (%)**
0	54,096	8,546	49,683	0,014
5	57,134	7,946	50,006	0,014
10	54,913	8,775	49,597	0,014

Como mostrado, os valores da porosidade calculados pelos dois métodos são compatíveis. No entanto a incerteza experimental do método de espectroscopia gama é maior, isto é devido ao fato de se ter um número reduzido de regiões utilizadas para o cálculo da porosidade (três, apenas). Além disso, os valores calculados para a porosidade aparente podem estar sub-estimados, isto porque na prática o sólido não é perfeitamente homogêneo, o que leva a resultados menos precisos acerca do volume do material.

4. CONCLUSÃO

Em função dos resultados obtidos, pode-se concluir que o método de determinação de porosidade por espectroscopia gama é adequado. Desde que se tenha um número maior de regiões da pastilha, já que apresenta vantagens como: não-destrutivo e sensível a variações dimensionais do material analisado.

AGRADECIMENTOS

Este trabalho é dedicado ao pesquisador Dr. Jorge Gomes dos Santos. A CAPES, ao Instituto de Engenharia Nuclear e ao Dr. Luís Eduardo Barreira Brandão.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] SENEDA, J. A, FIGUEREDO, A. A., CARVALHO, F.M.S., FRAJNDLICH, E.U.C. “Recovery of uranium from the filtrate of “ammonium diuranate” prepared from uranium hexafluoride. Journal of Alloys and Compounds”, 323-324, p 838-841 (2001).

[2] LADEIRA, A. C. Q., MORAIS, C. A. “Uranium recovery from industrial effluent by ion exchange – column experiments. Minerals Engineering”, 18, p1337-1340 (2005).

[3] BORGES, C. P., HABERT, A. C., NOBREGA, R. “Processos de Separação por membranas, E-papers” (2006).

[4] LA-MALACK, M.H., ANDERSON, G. K. “Use of crossflow microfiltration in wastewater treatment”. Wat. Res., v. 31, n.12, p. 3064-3072 (1997).

[5] GERMAN, R. M. “Powder Metallurgy Science, Metal Powder Industries”. Federation Princeton, New Jersey, Chapter 6, Sintering, p. 145-200 (1984).

[6] AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS C373-88. “Standard Test Method for Water Absorption, Bulk Density, Apparent Porosity, and Apparent Specific Gravity of Fired Whiteware Products”. West Conshohocken (1999).

[7] MOREIRA, A. C., APPOLINI, C. R., “POROSITY DETERMINATION OF ALUMINA AND BORON CARBIDE CERAMIC SAMPLES BY GAMMA RAY TRANSMISSION”, International Nuclear Atlantic Conference, Rio de Janeiro, ISBN: 978-85-99141-03-8, 27 setembro - 2 outubro (2009).

Id.: AP-16

ANÁLISE DA RESPOSTA DE MÉTODOS DE CARACTERIZAÇÃO DE ELEMENTOS TERRAS RARAS DAS AREIAS MONAZÍTICAS DE PRAIAS DE GUARAPARI

Jennifer T. Silva[1], Luciana B. Nogueira[1], Tarcísio P. R. Campos [2]

[1] Departamento de Anatomia e Imagem, Faculdade de Medicina, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG, Brasil
[2] Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG, Brasil.

Palavras-Chave: Areias monazíticas, Elemento terras raras, Métodos de caracterização.

RESUMO

A proposta deste estudo foi analisar a resposta de dois métodos de caracterização por fluorescência de raios X utilizados para identificações de elementos terras raras em areias monazíticas das praias presentes no município de Guarapari. Os elementos terras raras são de interesse para indústria e pesquisa por possuírem elevado valor econômico. Para desenvolvimento do trabalho foram analisados e comparados os resultados de fluorescência de raios X por análise qualitativa realizada por Carvalho [1] de amostras de areias das Praias do Riacho e Meaípe do município de Guarapari em equipamento desenvolvido pelo grupo de pesquisa (NRI/PCTN/UFMG). Estes foram analisados e comparados com dados produzidos por equipamento de fluorescência de raios X com análise semiquantitativa das mesmas amostras, mostrando a concentração percentual dos elementos presentes. Também foi realizado análise de cristalografia das areias das Praias do Riacho e Meaípe por método de difração de raios X. Os resultados demonstraram que é possível identificar os elementos terras raras das areias monazíticas das Praias do Riacho e Meaípe, através dos métodos analíticos empregados. O método de análise qualitativa demonstrou ser mais eficiente na identificação dos elementos químicos dos grãos em natura, enquanto o método de análise semiquantitativa identificou melhor os grãos após separação mecânica, sendo no total identificados em ambos os métodos, 12 dos 17 elementos terras raras.

1. INTRODUÇÃO

As praias do município de Guarapari do estado do Espírito Santo apresentam areias de grãos de cores estratificadas, distintas de outras praias do Brasil. Nestas praias são encontradas areias de grãos formados de cristais translúcidos, que apresentam tons esbranquiçados, amarelados (A), avermelhados (V) e negros opacos (P), compondo um conjunto mineral denominado de areias monazíticas. A alteração em cor se deve ao fato destas areias possuírem altas concentrações de monazita, que é um fosfato natural rico em tório (Th) e elementos terras raras, (Ce, La, Y, Th) PO_4. Os elementos terras raras são elementos que apresentam propriedades físico-químicas semelhantes. Estes correspondem a 17 elementos químicos, que incluem Sc, Y e os lantanídeos (La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Yb e Lu) acompanhados pelo Th ou U. Eles podem ser encontrados em vários minerais, mas é a monazita a principal fonte de concentração destes elementos [2].

Os elementos terras raras juntamente com o tório são amplamente utilizados no setor industrial, na produção de componentes de equipamentos eletroeletrônicos. Portanto, serem insumo tecnológico somado a sua difícil extração da natureza e a falta de compostos substitutos faz com que sejam de alto

valor comercial, o que explica o interesse da exploração do cenário capixaba por indústrias nacionais e internacionais [5].

A espectrometria de fluorescência de raios X é um método utilizado para caracterização de materiais, que têm mostrado em alguns estudos que pode ser utilizado para caracterização de areias. O processo é viável devido a cada elemento da tabela periódica possuir valores específicos de energia de emissão de raios X característicos da camada K e L. Assim, o material a ser estudado recebe um estímulo de excitação eletrônica, seja raios X ou Gama, que removerá os elétrons das camadas eletrônicas, e após desexcitação os elétrons voltam ao seu estado natural, emitindo fótons de energia característica, que serão detectados e quantificamos. Os resultados obtidos são comparados a um banco de dados de informações energéticas, o qual possuem os dados de energia de raios X característicos de cada elemento químicos, e assim os elementos presentes na amostra são identificados [6].

A difração de raios X é um método de caracterização de materiais, que consiste na exposição de uma amostra por um feixe de raios X, em que a onda interage com os planos de cristalização dos átomos da amostra sofrendo difração. Cada cristal possui uma distribuição para seus átomos específica em planos cristalinos, o que permite a aplicação da Lei de *Bragg*, que estabelece uma relação entre o ângulo de difração que o feixe sofreu e a distância entre os planos cristalinos [7].

Este estudo tem como objetivo avaliar dois métodos de espectrometria, um por análise qualitativa, realizado no Departamento de Energia Nuclear (DEN) por Carvalho [1], e outro por análise semiquantitativa, realizado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), comparando dados de análise de amostras de areias das Praias do Riacho e Meaípe do município de Guarapari. Será também apresentado a caracterização de amostras das areias com método de difração de raios X, com intuito de identificar as fases cristalinas presentes.

2. METODOLOGIA

2.1 Preparações das amostras

De acordo com Carvalho [1], para fluorescência de raios X por análise qualitativa, foram preparadas sete amostras de areias, sendo duas da Praia do Riacho, denominadas de (P1 e P2); quatro da Praia de Meaípe, denominadas de (M1, M2, M3 e M4) e uma amostra padrão de areia comum. As amostras de areias M2 e M3 por apresentarem maior quantidade de grãos escuros foram separadas em duas novas amostras cada, de grãos amarelos, denominadas (M2A e M3A) e de grãos pretos e vermelhos, denominadas de (M2PV e M3PV), através do método de força de atração magnética. As areias de cada amostra foram devidamente secadas, pesadas e colocadas em um recipiente de isopor, com cavidade retangular de geometria e espessura controlada, usada para leitura.

A preparação das amostras para leitura por fluorescência de raios X no método semiquantitativo foi feita por granulometria de grãos, com o auxílio de dois pilões e almofariz de porcelana brancos, no qual as amostras sofreram redução dos grãos de areia em pó com granulometria fina, o que é visto na Fig.1 (A). Em seguida, as amostras das areias foram colocadas e identificadas em potes plásticos, com as mesmas denominações descritas anteriormente, como é demonstrado na Fig.1 (B). Para leitura no equipamento as amostras foram colocadas em um dispositivo próprio. As amostras utilizadas para difração de raios X

tiveram a mesma preparação das amostras para caracterização por fluorescência de raios X por método semiquantitativo.

(A) (B)

Fig.1. Preparação das amostras. (A) Redução dos grãos. (B) Separação, identificação das amostras.

2.2 Equipamentos e Métodos

Método Qualitativo: fluorescência de raios X utilizando um sistema composto de um detector de Si acoplado a uma fonte de Am, e sistema multicanal da AMPETEK.
Método semiquantitativo: fluorescência de raios X, utilizando um espectrômetro de fluorescência de raios X por dispersão de comprimento de onda, da marca *Rigaku*, modelo ZSX Primus II, com gerador de raios X de alta frequência de 4kW [8].
Método de Difração: Para a caracterização por difração de raios X utilizou um difratômetro de raios X automático, marca *Rigaku*, modelo, D/MAX, gerador de raios X de 3kW de alta frequência e câmara de alta temperatura [9].

2.3 Análise dos dados gerados

Os dados gerados da fluorescência de raios X por análise qualitativa [1] foram comparados com os dados gerados da fluorescência de raios X por analise semiquantitativa para analisar as respostas dos elementos químicos encontrados nas amostras das areias monazíticas.

Para as análises foram construídas tabelas para comparação dos dados, duas demonstrando os elementos terras raras identificados por amostra e outras duas com a percentagem em peso dos óxidos presentes em cada amostra, tanto para os grãos em natura, separados de acordo com local de coleta, como por tonalidades dos grãos. Para os dados coletados na difração de raios X, construiu-se uma tabela identificando os cristais encontrados em cada amostra.

3. RESULTADOS

3.1 Caracterização por fluorescência de raios X

Os elementos terras raras identificados nas amostras das areias por analise semiquantitativa foram introduzidos na Tab. 1, juntamente com os dados por análise qualitativa para comparação. Pode-se observar na Tab. 1 que a quantidade de elementos identificados nas amostras pelo método de fluorescência de raios X por análise qualitativa foi superior com identificação de 11 elementos terras raras

no total das amostras, enquanto no método de fluorescência semiquantitativa foram identificados 7 elementos terras raras e o Th. Essa diferença pode ser devido ao número de registros de elementos químicos no banco de dados por analise semiquantitativa. Os elementos terras raras identificados somente por análise qualitativa foram: Dy, Tb, Pm, Eu e Er. Por sua vez, somente pelo método semiquantitativo foi identificado os elementos Gd e Th. Foi possível encontrar o elemento Y em todas as amostras, e o elemento Ce foi identificado em 4 amostras do total de 6, demonstrando que os métodos se mostraram sensíveis na identificação destes elementos. O elemento Th não foi identificado no método por análise qualitativa, devido a faixa de energia disponível deste método de até 50 keV e o elemento Th apresenta energia na faixa de 93 keV. Pelo método semiquantitativo somente foi possível identificar o elemento Y na amostra das areias de P1.

Tab. 1 - Identificação dos elementos terras raras (ETR) - (grãos em natura)

Amostras das Areias	**ETR encontrados pelos dois métodos**	**ETR pela Análise Qualitativa**	**ETR pela Análise Semiquantitativa**
P1	Y	Dy, Tb	-
P2	-	Y, Ce, Dy, Pm, Sm	-
M1	Y, La, Ce, Pr, Sm, Nd	Pm, Eu	Gd, Th
M2	Y	Tb	Ce, Th
M3	Y, La, Ce, Pr	Pm, Eu, Tb	Nd, Sm, Th
M4	-	Y, Dy, Er	

Tab. 2. Identificação dos elementos terras raras (ETR) (grãos após separados).

Amostras das Areias	**ETR encontrados pelos dois métodos**	**ETR pela Análise Qualitativa**	**ETR pela Análise Semiquantitativa**
M2 A	-	Y	-
M2 PV	Y, La	-	Ce, Pr, Th
M3 A	Y, La, Pr, Sm	Tb	Nd, Ce, Th
M3 PV	Y, La, Ce, Pr	Pm, Sc	Nd, Sm, Th

Os elementos identificados por separação de grãos por tonalidade de cor, introduzidos na Tab. 2, mostram que os grãos amarelos da amostra M2A identificaram apenas o Y, este foi identificado em todas as outras amostras também. Se compararmos as amostras com os mesmos tipos de grãos, podemos concluir que as amostras com grãos amarelos identificaram menos elementos que as amostras com os grãos pretos e vermelhos, quando comparada com sua identificação M2 e M3. O elemento La e o Ce foram identificados em 3 das 4 amostras. O método por análise semiquantitativa identificou maior quantidade de elementos em relação ao método por análise qualitativa. Vale salientar, que os espectros de emissão de raios-X coletados para cada amostra foram subtraídos dos espectros gerados sem a presença da amostra, equivalente ao *background* ou branco. Assim, o processo de identificação dos elementos somente considerou os elementos presentes nas amostras e não no sistema de detecção.

O método de fluorescência semiquantitativo permitiu identificar a porcentagem em peso dos óxidos dos elementos presentes nas amostras das areias. A Tab. 3 mostra o percentual em peso presente dos óxidos dos elementos nas amostras com os grãos em natura. Foi apresentado na tabela o percentual do Th presente em cada amostra, elemento que só foi possível identificar no método semiquantitativo, uma vez que na análise qualitativa só identificou energias até 50 keV e o elemento Th apresenta energia na faixa de 93 keV [1]. Pode-se observar que as amostras M1 e M3 apresentam um maior número de elementos

identificados e M1 tem maior percentual de presença desses elementos. O óxido de Cério apresentou maior porcentagem em peso de concentração nas amostras M1 e M3. Na amostra das areias de P1 somente foi identificado o óxido de Ytrio, em uma porcentagem baixa.

Tab. 3. Percentagem em peso dos óxidos (grãos em natura).

Amostras das areias	**P1**	**P2**	**M1**	**M2**	**M3**	**M4**
Elementos	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)
Y_2O_3	0,008	-	0,020	0,005	0,024	-
La_2O_3	-	-	0,200	-	0,100	-
CeO_2	-	-	0,420	0,018	0,250	-
Pr_6O_{11}	-	-	0,050	-	0,029	-
Nd_2O_3	-	-	0,160	-	0,100	-
Sm_2O_3	-	-	0,021	-	0,018	-
Gd_2O_3	-	-	0,013	-	-	-
ThO_2	-	-	0,150	0,007	0,083	-

A Tab. 4 apresenta a percentagem em peso dos óxidos identificados dos grãos após separados, no qual apresenta uma maior concentração dos elementos terras raras nas amostras de grãos com tonalidade mais escura (grãos pretos e vermelhos), quando comparados com as amostras de grãos amarelos. O óxido de Cério foi o elemento que apresentou maior porcentagem em peso de concentração, tanto nas amostras de grãos amarelos, quanto de grãos pretos e vermelhos. Na amostra das areias de M2A não foi identificado nenhum elemento.

Tab. 4. Percentagem em peso dos óxidos (grãos após separados).

Amostras das areias	**M2A**	**M2PV**	**M3A**	**M3PV**
Elementos	(%)	(%)	(%)	(%)
Y_2O_3	-	0,017	0,010	0,053
La_2O_3	-	0,020	0,110	0,180
CeO_2	-	0,060	0,230	0,440
Pr_6O_{11}	-	0,012	0,024	0,045
Nd_2O_3	-	-	0,074	0,180
Sm_2O_3	-	-	0,011	0,021
Gd_2O_3	-	-	-	-
ThO_2	-	0,020	0,054	0,160

3.2 Caracterizações por difração de raios X

Os dados gerados da difração de raios X, Tab. 5, mostra o percentual das espécies cristalinas encontrados em cada amostra, normalizadas em função do total de emissão em fase cristalina.

A partir dos dados plotados na Tab. 5 fica nítido a presença de um maior número de cristais nas amostras de grãos pretos e vermelhos, sendo a M2PV a que apresentou menor concentração de *Quartzo* e maior diversidade de cristais. Enquanto, o *Quartzo* foi identificado em todas as 10 amostras, apresentando um percentual de 100% em 5 delas. As formas cristalinas constituídas por elementos terras raras não foram identificadas, devido provavelmente ao registro de elementos químicos no banco de dados do

equipamento. Entretanto, há possibilidade da não formação de formas cristalinas com elementos terras raras.

Tab. 5. Percentagem em peso das espécies cristalinas

Amostras de areia	**M1**	**M2**	**M3**	**M4**	**P1**	**P2**	**M2A**	**M2PV**	**M3A**	**M3PV**
Cristais	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)
Quartzo - SiO_2	100	88,8	88,7	100	100	100	100	10,3	99,2	63,6
Almandine - $Fe^{3+2}Al_2(SiO_4)_3$	-	4,5	-	-	-	-	-	4,1	-	4,6
Hematite - Fe_2O_3	-	6,8	-	-	-	-	-	10,1	-	8,7
Pseudorutile - $Fe_2Ti_3O_9$	-	-	9,9	-	-	-	-	31,8	-	16,9
Rutile - TiO_2	-	-	1,4	-	-	-	-	-	-	4,6
Grossular - $Ca_3Al_2Si_3O_{12}$	-	-	-	-	-	-	-	32,0	-	0,7
Andalusite - Al_2SiO_5	-	-	-	-	-	-	-	-	0,8	1,0
Goethite - $Fe^{+3o}(OH)$	-	-	-	-	-	-	-	10,1	-	-
Calcite - $(Ca,Mn)CO_3$	-	-	-	-	-	-	-	0,3	-	-
Microcline - $KAlSi_3O_8$	-	-	-	-	-	-	-	1,4	-	-

4. CONCLUSÃO

Podemos concluir que a caracterização de areias monazíticas por métodos de fluorescência de raios X por análise qualitativa ou semiquantitativa se mostra eficaz para identificações de elementos terras raras. Os métodos apresentaram uma diferença na identificação dos elementos, provavelmente devido ao banco de dados presentes em cada sistema e devido a concentração em peso dos elementos presentes nas amostras. A difração de raios X mostrou-se útil para a identificação de cristais das areias monazíticas. E como comprovação de nossas expectativas, os dados coletados torna evidente que tanto o número de elementos identificados, quanto suas concentrações são maiores nas amostras que apresentam grãos pretos e vermelhos.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) pela leitura das amostras das areais e a Universidade Federal de Minas Gerais.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] A. C. Carvalho *et al.*, "Caracterização das areias monazíticas de Guarapari por espectrometria de fluorescência de raios X", International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, São Paulo, 4-9 de outubro (2015).

[2] A. Abrão, "Química e Tecnologia das Terras Raras", Rio de Janeiro, Série da Tecnologia Mineral, v-66 CETEM/CNPq (1994).

[3] A. S. Mello, "Guarapari, Maravilha da Natureza", Rio de Janeiro, Ed. O Cruzeiro (1971).

[4] D. R. Nascimento Jr. *et al*. "Minerais pesados das areias praias de Guarapari (ES): Distribuição, Proveniência e Fatores de Risco à Saúde", XIII Congresso da Associação Brasileira de Estudos do Quaternário ABEQUA, Armação dos Búzios, 9-14 de outubro (2011).

[5] P.C.R. Lima, "Terras-raras: elementos estratégicos para o Brasil", Câmara dos Deputados, Consultoria Legislativa, Brasil (2012).

[6] M. Ferretti, "Princípios e aplicações de espectroscopia de fluorescência de raios X (FRX) com instrumentação portátil para estudo de bens culturais", Revista CPC, São Paulo, Nov. 2008/Abr. 2009.

[7] A. P. F. Albers *et al*., "Um método simples de caracterização de argilominerais por difração de raios X", Revista Cerâmica vol.*48* no.305, São Paulo, Jan./Fev./Mar. 2002.

[8] www.cdtn.br. Disponível em: http://www.cdtn.br/principais-laboratorios/tecnologia-mineral/laboratorio-de-analises-quimicas.

[9] www.cdtn.br. Disponível em: http://www.cdtn.br/principais-laboratorios/tecnologia-mineral/laboratorio-de-difracao-de-raios-x.

Id.: AP-17

ANÁLISE DE PLANEJAMENTOS EM PHANTOM DE MAMA POR TRÊS DISTINTOS SISTEMAS RADIOTERÁPICOS

Jean C. Aquino[1,2], Luciana B. Nogueira[2], Tarcísio P. R. Campos[1]

[1]Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Depto. Eng. Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil.
[2]Departamento de Anatomia e Imagem, Faculdade de Medicina, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil
jeancarlosaquino@outlook.com

Palavras-Chave: Teleterapia de mama, Planejamento radioterápico, Acelerador linear, Cobaltoterapia.

RESUMO

A proposta deste trabalho foi analisar planejamentos de radioterapia em três distintos sistemas de tratamento e campos paralelos opostos. Os planejamentos foram realizados em dois aceleradores lineares LINAC 4MV, 6MV e um equipamento de cobaltoterapia, preservando os mesmos parâmetros utilizados para os três planejamentos. Para realização dos mesmos, foi utilizado imagens de tomografia computadorizada (TC) de um phantom de tórax desenvolvido pelo grupo de pesquisa NRI/UFMG. As simulações de tratamento foram realizadas no software CAT3D da MEVIS com dose total prescrita (DTP) de 5040 cGy, fracionado em 28 seções de 180 cGy. Os resultados demonstraram que os três planejamentos dosimétricos apresentaram diferenças nas distribuições de dose no PTV e nos OAR's. Assim, podemos concluir que aparelhos com espectros energéticos distintos, com parâmetros de planejamento equivalentes, apresentam diferenças significativas na distribuição de dose, o que impõe ajustes adicionais dos parâmetros de planejamento.

1. INTRODUÇÃO

A teleterapia é uma modalidade da radioterapia na qual a fonte dos feixes de radiação encontra-se a alguns centímetros de distância da região a ser tratada. Também denominada de terapia externa essa modalidade engloba aparelhos de vários tipos, como os aceleradores lineares (LINAC) e os de telecobaltoterapia.

Aceleradores lineares (LINAC) são aparelhos de tratamento radioterápico onde o princípio básico de funcionamento consiste no uso de geradores de tensão alternados e ondas de radiofrequência (RF) de 3.000 MHz. Essas ondas RF são provenientes de válvulas chamadas *Magnetron* (para energias até 10 MeV) ou *Klystron* (para energias acima de 10 MeV).

Telecobaltoterapia é uma modalidade que utiliza o radioisótopo Cobalto-60 como fonte de irradiação. A meia vida-física do Cobalto-60 é de 5,3 anos e emite radiações γ em cascata de 1,17 e 1,33 MeV. A fonte fica encapsulada em um invólucro de aço inoxidável de forma cilíndrica com diâmetro de 1 a 2 cm. Há um mecanismo de exposição da fonte, para que o feixe de radiação γ possa ser utilizado [1].

Segundo o Instituto Nacional do Câncer INCA, a reação ao tratamento radioterápico tem um caráter muito individual em cada paciente, dependendo de fatores como região do corpo a ser tratada, dose

aplicada e extensão da área irradiada, que podem determinar a intensidade dos efeitos colaterais. Os efeitos deletérios agudos mais comuns em radioterapia de mama estão associados às alterações cutâneas. Enquanto, as alterações tardias estão associadas aos efeitos nos tecidos cardíaco e pulmonar [2].

Como uma ferramenta de auxílio no tratamento e diminuição de erros humanos, o planejamento radioterápico tem o objetivo de garantir que a dose de radiação prescrita seja aplicada na região de interesse de acordo com o valor proposto no tratamento, buscando sempre minimizar a dose absorvida em regiões de tecido saudável [3].

Os planejamentos 3D são desenvolvidos por ferramenta computacional, através da aquisição de imagens radiológicas da região a ser tratada, como tomografia computadorizada (TC), imagem por ressonância magnética (MRI) ou tomografia por emissão de pósitron (PET) [4]. Em sequência os parâmetros comuns ao tratamento em radioterapia podem ser definidos, como: número de campos, o peso de contribuição de cada campo, tamanho de janelas de campo, angulação do *gantry*, presença de bloco de blindagem, presença de filtro em cunha, dose total prescrita e fracionamentos de doses. Após a definição dos parâmetros do planejamento radioterápico é possível obter um protocolo que servirá como guia para o tratamento do paciente.

2. METODOLOGIA

Planejamentos teleterápicos foram desenvolvidos para simulação em um phantom de mama em três distintos equipamentos: aceleradores lineares de 4MV (*Clinac 6-80)*, 6MV (6MV_X_MLC) e bomba de Cobaldo Co-60 (*Gammatron).*

O programa de planejamento utilizado foi o *software* CAT3D da empresa Mevis Informática Médica. Baseado em imagens de tomografias computadorizadas e/ou ressonâncias magnéticas, o sistema CAT3D modela a geometria da anatomia do paciente, assim como as distribuições de doses geradas. Os resultados apresentados nos cálculos do CAT3D atingem os critérios estabelecidos para sistemas de planejamentos nos documentos publicados pela *International Atomic Energy Agency* (IAEA), em particular os: IAEA-TECDOC-1540 e IAEA-TECDOC-1583 [5].

Os planejamentos teleterápicos foram realizados utilizando os mesmos parâmetros, a partir do planejamento teleterápico de mama de 6MV de campos paralelos opostos conforme estudo de Nogueira (2012), com o objetivo de comparação entre os três sistemas radioterápicos [6]. Após a definição das regiões de interesse (ROI) e órgãos de risco (OAR), fez se a importação destas regiões definidas para os outros dois planejamentos de 4MV e Cobalto 60, para que os três mantivessem as mesmas características geométricas de ROIs e OARs. Em sequência, foi atribuído os parâmetros a cada planejamento, sendo a dose total prescrita de 5040 cGy com 28 fracionamentos de 180 cGy, tamanho de janela do campo x=82, y=144, filtros cunha de 15^{o}, ângulo do gantry, ângulo do colimador, peso de campo e blindagem.

Os planejamentos foram comparados através de: i) análise de imagens das isodoses em mesma seção axial gerados nos três planejamentos; e, ii) analise dos histogramas dose volume (DVH), para fins de demonstrar possíveis diferenças nas distribuições espaciais de doses, qualificados por diferentes orientações geométricas das curvas de isodoses e pontos quentes.

3. RESULTADOS

Através da Tabela 1 pode-se analisar os parâmetros utilizados para o desenvolvimento dos planejamentos teleterápicos para aceleradores de 6MV, 4MV e telecobaltoterapia.

Tab. 1. Parâmetros gerados nos planejamentos teleterápicos de mama

	6MV		**4MV**		**Cobalto-60**	
	TI*	TE*	TI*	TE*	TI*	TE*
Técnica	ISO*	ISO*	ISO*	ISO*	ISO*	ISO*
Peso	48%	52%	48%	52%	48%	52%
Ângulo *Gantry* *(Graus)*	297	102	243	79	297	102
Ângulo Colimador (Graus)	14	346	14	346	-14	-346
Campo (mm)	x= 82 y= 144	x= 82 y= 144	x= 82 y= 144	x= 82 y= 144	x= 82 y=144	x= 82 y= 144
SSD	941,6	941,9	741,7	742,0	741,6	741,9
Filtro	W15	W15	W15	W15	F7W15	F7W15
UM	143,7	157,3	129,8	142,8	13:30	15:15

*TI= tangente interna; TE= tangente externa; ISO= Isocêntrica.

A distância da fonte ao isocentro dos sistemas LINAC 4MV e Co-60 é considerada igual a 80cm; enquanto para sistema de LINAC 6MV é de 100cm. As distâncias do isocentro à superfície da pele, na direção do eixo de entrada dos feixes, foi de 5,84cm e 5,8cm tanto para Co-60 e 6MV; e 5,83cm e 5,80cm para LINAC 4MV.

Os sistemas de 6MV e 4MV apresentam doses em unidades monitoras (UM), enquanto para Co-60 as doses são dadas em minutos e segundos, referente à taxa de dose corrigida para a data e hora do planejamento. As imagens de cada um dos planejamentos teleterápicos foram analisadas considerando a distribuição geométrica das curvas de isodoses e presença de regiões de pontos quentes. A Fig. 1 apresenta as curvas de isodoses geradas para os três planejamentos em mesma seção de corte axial.

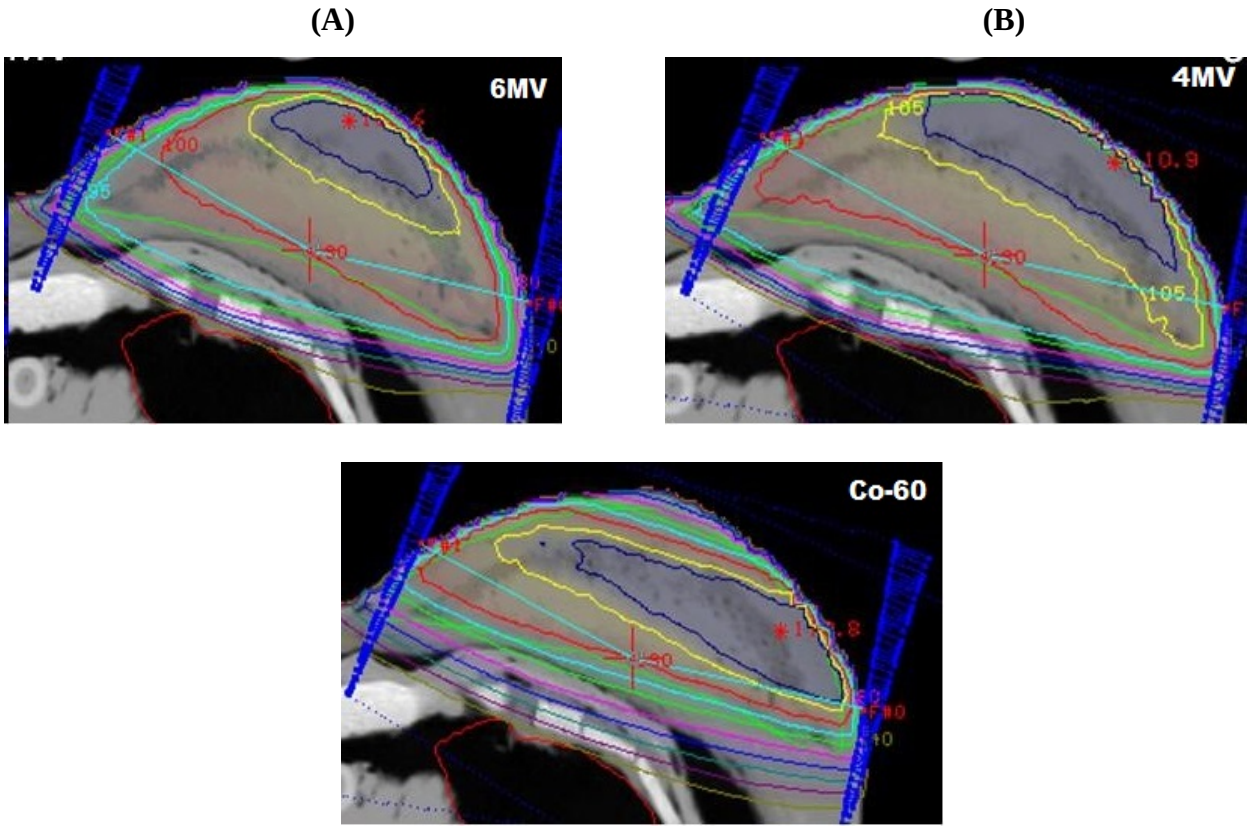


Fig 1. Planejamentos teleterápicos para phantom de mama em sistemas (A) LINAC 6MV, (B) 4MV e (C) bomba de Co-60 (C).

Em todos os três planejamentos, a dose de 100,1% foi atingida no POI (*point of interest*). O sistema de 4MV demonstra uma variação nas curvas de isodoses de 107 % (azul), 105% (amarela), 100% (vermelha) em comparação ao 6MV e Co-60. Também se pode observar uma variação na posição da região de ponto quente, com deslocamento para o lado externo da mama, região onde há maior massa devido a ligeira assimetria apresentada em relação a entrada dos campos escolhidos. Neste caso, observa-se que este fenômeno é mais evidenciado em espectros pouco endurecidos, como 4MV e Co-60. No sistema de 6MV observa-se uma disposição quase uniforme das curvas de isodoses, e uma região de ponto quente em direção ao mamilo. No planejamento para Cobaltoterapia, é notável uma variação na geometria das curvas de isodoses e deslocamento da região de ponto quente em direção ao lado externo da mama esquerda.

A Tabela 2 mostra os dados dos DVH's gerados do percentual do volume do órgão irradiado em função da porcentagem de dose recebida. Os valores de dose tolerância que foram utilizados como parâmetros para análise dos DVHs estão de acordo com estudo e dados sugeridos por Marks *et al*. (2010) [7].

Tab. 2. DVH's dos três planejamentos teleterápicos.

	6MV		4MV		Colbato-60	
	Vol. (%)	Dose (%)	Vol. (%)	Dose (%)	Vol. (%)	Dose (%)
PTV*	94,6	95	99	95	80,5	95
OAR* Pulmão	2,1	20	3,1	20	3,1	20
OAR* Coração	0,8	10	1,7	10	1,1	10

*PTV= tecido glandular; *OAR= órgão de risco; *Dose em cGy

Os dados gerados, descritos na Tab.2, demonstram que as doses para os órgãos de riscos estão de acordo com os dados sugeridos por Marks *et al.* (2010) [7].

Os valores de porcentagem de dose gerados dos PTV's sugerem que o melhor encobrimento do volume pela dose prescrita ocorreu no sistema 4MV. Os dados de entrada foram parametrizados para os três sistemas de teleterapia com o intuito de melhor intercomparar os resultados. Entretanto, é notório que os planejamentos não foram otimizados para garantir a equivalência dos parâmetros de irradiação. Em situações clínicas, cada situação requer otimizações para ajustar o maior encobrimento do PTV com a dose prescrita e a menor dose nos órgãos de risco.

A Tab.3 apresenta percentuais de doses gerados no DVH dos sistemas 6MV, 4MV e cobaltoterapia em relação aos volumes irradiados.

Tab. 3. Relação dos volumes dos órgãos irradiados e das doses geradas.

	Órgão	**V (ml)**	**DMN %**	**DMX %**	**DMP%**	**M%**
6 MV	PTV	279,7	63	110	103	102,2
	Pulmão	1515,3	0	97	0	2,2
	Coração	161,6	0	3	1	0,6
4 MV	PTV	279,7	71	113	105	103,9
	Pulmão	1515,3	0	99	0	3,3
	Coração	161,6	0	5	1	1,2
Co-60	PTV	279,7	56	111	104	100,7
	Pulmão	1515,3	0	86	0	2,7
	Coração	161,6	0	4	1	0,9

DMN – dose mínima; DMX – dose máxima; DMP – dose mais provável; V – volume; M – média de dose; Dose em cGy.

Pode-se observar na Tab.3 que os volumes irradiados do PTV e OARs foram equivalentes para os três planejamentos. A variação de porcentagem de dose mínima para porcentagem de dose máxima no PTV para sistema 6MV foi de 47%, para 4MV foi de 42% e para cobaltoterapia foi de 55%. O sistema de 4 MV apresentou a maior porcentagem de dose máxima - DMX em relação aos sistemas de 6MV e Co-60.

4. CONCLUSÃO

Pôde-se analisar a resposta dosimétrica de planejamento teleterápico de mama preservando a mesma dose total prescrita, oriundos de três distintos sistemas. Foi identificado variações nas distribuições espaciais de doses entre os planejamentos, preservados parâmetros nos três aparelhos. Tais diferenças impõem necessidade da introdução de ajustes adicionais nos parâmetros de planejamento para atender aos protocolos de teleterapia de mama para cada sistema. Dessa maneira, concluímos que cada sistema gera uma resposta de distribuição de dose versus volume distintos, de acordo com o espectro energético dos feixes em cada sistema.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem o suporte financeiro do *Conselho Nacional de Desenvolvimento da Pesquisa* - CNPq [456719/2013-0 REBRAT-SUS]; do CNPq/PIBIC pela cota de iniciação científica, da *Fundação de Pesquisa do Estado de Minas Gerais* - FAPEMIG - Universal [FAPEMIG - 18565 FAPEMIG] e *Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior* - CAPES. Os autores agradecem a empresa MEVIS Informática Médica por disponibilizar as ferramentas computacionais essenciais para execução deste trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Scaff, LAM. Física da radioterapia. Editora: Sarvier, São Paulo, p. 235, 1997.

[2] INSTITUTO NACIONAL DO CANCER (INCA) [http://www2.inca.gov.br/]. Brazil: [acesso 2016 Mar 30]. Disponivel em:
http://www.inca.gov.br/conteudo_view.asp?id=115.

3] *Bianchini, ALB. Elaboração e implementação de um programa para aplicação do método de Clarkson em radioterapia. [Dissertação de Mestrado] São Paulo: Faculdade de Filosofia, Ciências e Letras de Ribeirão Preto, Universidade de São Paulo; 2011.*

[4] *Poli, MER. Definição do volume de planejamento* do alvo (PTV) e seu efeito na radioterapia. 2007. [Tese de Doutorado]. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Universidade de São Paulo; 2007.

[5] Mevis, Mevis Informática Médica. Brazil: acesso 2016 mar 20] Disponível em: http://www. mevis.com.br.

[6] Nogueira, LB. Síntese, caracterização e dosimetria de sementes radioativas de Ho 166 para tratamento de câncer de mama. [Tese de doutorado] Belo Horizonte: Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Departamento de Engenharia Nuclear, UFMG; 2012.

[7] Marks LB, Yorke ED, Jackson A, TenHaken RK, Constine LS, Eisbruch A. Use of normal issue complication probability models in the clinic.Int.J.Radiat.Oncol.Biol.Phys. 2010; 76(3),10–19.

Id.: AP-18

VARIAÇÃO DO PERFIL DE DOSE EM VARREDURA DE TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA DE CABEÇA COM TENSÃO DE 80 kV

Gomez A. M. L[1], Mourão A. P.[1,2]

[1]DEN, Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil
[2]CENEB, Centro de Engenharia Biomédica, Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais, Brasil
amlgphys@gmail.com

Palavras-Chave: Tomografia Computadorizada, Dosimetria, Imagens Médicas

RESUMO

Nos serviços de radiodiagnóstico a frequência de exames de Tomografia Computadorizada (TC) aumenta dia a dia devido à sua versatilidade e capacidade de detectar alterações em diferentes tecidos do corpo humano. No entanto, essa demanda de exames de TC aumenta significativamente a exposição da população à radiação ionizante, com consequente aumento da dose absorvida em paciente. O conhecimento da quantidade de radiação que está exposto o paciente é de grande importância quando se pretende modificar os parâmetros de aquisição dos exames com o objetivo de reduzir a quantidade de dose depositada e não prejudicar a qualidade diagnóstica das imagens. O objetivo deste estudo é avaliar a variação de dose em uma varredura de cabeça, utilizando um objeto simulador, visando à otimização de protocolos em varredura. Para a varredura de TC foi utilizado um objeto simulador de cabeça, em formato cilíndrico, fabricado em Polimetilmetacrilato (PMMA), com cinco aberturas. Nas aberturas do objeto simulador foram posicionadas de forma alternada tiras de filme radiocrômico e uma câmara de ionização tipo lápis com o objetivo de registrar a dose absorvida nessas regiões. Em um aparelho de TC da General Electric, modelo Discovery de 64 canais foi realizada a varredura helicoidal de 10 cm da região central do objeto simulador com as tiras de filme radiocrômico posicionadas nas aberturas. Foram realizadas irradiações sucessivas da fatia central, em modo axial, usando uma câmara de ionização tipo lápis para a medição de doses no interior do objeto simulador. As duas formas de irradiação foram feitas com tensão de 80 kV e carga de 100 mAs. A varredura helicoidal utilizou um *pitch* de 0,984. As tiras dos filmes foram digitalizadas e as imagens digitais foram analisadas com o software imageJ. As doses obtidas com a câmara lápis foram utilizadas para a calibração dos filmes radicrômicos e a partir daí foram obtidos os perfis longitudinais de dose. Foram também obtidos os valores de índice de dose ponderado ($C_{K,PMMA,w}$) de 7,05 mGy e o Índice de Dose volumétrico ($C_{K,PMMA,vol}$) de 7,16 mGy. Os valores encontrados de índice de dose ponderado e volumétrico para os parâmetros com que foi realizado o experimento se encontram muito próximos em virtude do *pitch* ser muito próximo de 1.

1. INTRODUÇÃO

A Tomografia Computadorizada (TC) se converteu numa importante ferramenta do serviço de radiodiagnostico. Esse protagonismo na detecção de pequenas alterações nos tecidos e de calcificações fez com que este método de radiodiagnóstico contribuísse majoritariamente com o aumento de dose na população. No entanto, é necessário que os profissionais de saúde conheçam as quantidades de dose a que são sobmetidos os pacientes além dos efeitos que esse tipo de radiação pode gerar [1].

Para conseguir o objetivo de atingir níveis mínimos de dose possíveis, visando manter as imagens geradas com qualidade diagnóstica, os estudos em proteção radiológica focalizam tópicos relacionados com a instalação adequada de blindagens, alocação de responsabilidades e atualização de pessoal especializado, *desing* dos equipamentos, construção e manutenção de aparelhos e operação adequada associada à dosimetria individual e clínica [2].

Um dos desafios da TC é diminuir os riscos promovidos pela exposição à radiação ionizante. Uma das alternativas é otimizar os protocolos que existem no serviço de radiodiagnóstico [3]. Uma das estratégias de otimização dos protocolos vem da medição de dose absorvida utilizando objetos simuladores, câmaras de ionização entre outros dispositivos que forneçam informação confiável.

2. METODOLOGIA

Os experimentos foram realizados em tomógrafo da GE modelo DISCOVERY de 64 canais. O aparelho foi programado com protocolo para uma tensão de 80 kV e uma carga de 100 mAs visando a varredura de cabeça. A Tab. 1 apresenta os demais dados dos protocolos utilizados nos experimentos usando câmara de ionização tipo lápis e tiras de filme radiocrômico inseridos no objeto simulador de cabeça.

Tab. 1. Protocolos de aquisição

Técnica	**Espessura do feixe (mm)**	**Comprimento (cm)**	**pitch**
axial	10	-	-
helicoidal	40	10	0,984

As varreduras foram realizadas em um objeto simulador de cabeça com formato cilíndrico de 16 cm de diâmetro por 15 cm de comprimento, fabricado em Polimetilmetacrilato (PMMA) com cinco aberturas de 1,25 cm de diâmetro por 15 cm de comprimento. Uma das aberturas está posicionada na região central do objeto simulador e as outras quatro na periferia. O centro das aberturas periféricas está há 1 cm da superfície, as aberturas estão separadas 90 graus uma da outra e foram identificadas como 3, 6, 9, 12 de um relógio analógico. O objeto simulador foi posicionado no isocentro do tomógrafo como mostrado na Fig. 1, e alinhados as aberturas com os lasers de posicionamento.

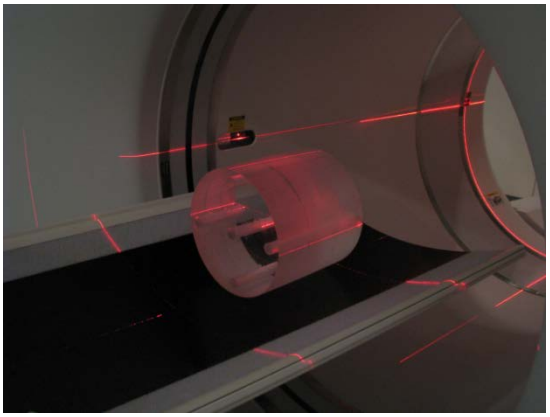


Fig. 1. Objeto simulador fabricado em PMMA posicionado no isocentro do Tomógrafo.

As medições de dose absorvida pelo objeto simulador foram realizadas usando câmara de ionização tipo lápis mediante irradiação da fatia central em modo axial. Para obter o perfil de dose foram inseridas tiras de filme radiocrômico nas aberturas do objeto simulador mediante varredura em modo helicoidal.

As tiras de filme radiocrômico GAFCHROMIC XR-QA2A®[5] com dimensões de 12,5 x 0,5 cm^2 foram identificadas e colocadas em tarugos fabricados em PMMA e inseridos nas cinco aberturas do objeto simulador. Os filmes radiocrômicos apresentam sensibilidade ao ser expostos a radiação ionizante e quando expostos apresentam um escurecimento proporcional em resposta à quantidade de energia depositada neles mantendo baixa sensibilidade à luz visível. Na Fig. 2 é possível perceber o contraste entre as tiras irradiadas e sem irradiar (*Back Ground).*

Fig. 2. Tiras de filme radiocrômico de controle (a) e exposta à radiação (b)

Imagens digitais das tiras de filme foram obtidas utilizando um escâner Hewlett Packard modelo Scanjet G4050. As imagens foram obtidas em modo de reflexão com uma resolução de 300 ppi e salvas em extensão .jpg. As imagens digitais foram processadas e analisadas com o auxílio do programa imageJ. Foi feita a separação das cores RBG (*Red, Blue, Green)* e o canal da cor vermelha foi utilizado para a obtenção do perfil de variação de intensidade na escala de cinzas. Para obter o perfil de escala de cinza se efetuou a inversão da cor e a subtração do valor médio do valor da leitura do filme não irradiado (*Back Ground*).

3. RESULTADOS

Efetuados os cálculos com as leituras obtidas pela câmara lápis, os valores de dose depositada se encontram na faixa de 6,13 a 9,00 mGy. Os dados registrados pela câmara de ionização foram obtidos para cada posição do objeto simulador, realizando cinco medições para cada posição. Durante as medições as demais aberturas foram preenchidas por tarugos fabricados em PMMA. Considerando a atenuação dos raios X pelo objeto simulador para uma tensão de 80 kV em que foi realizado o experimento, o fator de correção ar/PMMA considerado foi de 1,053 [4]. Os valores de dose registrados pela câmara lápis junto com os desvios padrão (SD) respectivos são apresentados na Tab. 2.

Quando se compara as medidas na periferia, a medição no ponto 6 apresentou o menor valor de dose. Na posição central foi registrado o menor valor de dose depositada. Foram calculados o índice de dose ponderado ($C_{k,PMMA,w}$) e índice de dose volumétrico ($C_{k,PMMA,vol}$)[6], tendo como resultados 7,05 e 7,16 mGy respectivamente.

Os valores médios de dose obtidos pela câmara lápis e considerando o valor do *Pitch*, foram utilizados para calibrar as tiras de filme radiocrômico. A Tab. 3 apresenta os valores de escurecimento médio para

cada posição, valores de dose média medida pela câmera e corrigidos pelo valor do *Pitch* e os fatores de calibração obtidos para os filmes.

Tab. 2. Valores de dose depositada medidas com câmara lápis.

Posição	**3**	**6**	**9**	**12**	**central**
Medidas	7,44	6,14	7,37	8,84	6,25
	7,55	6,19	7,36	9,00	6,25
	7,43	6,16	7,31	8,80	6,27
	7,42	6,13	7,23	8,83	6,25
	7,54	6,16	7,28	8,71	6,27
Valor Médio	7,48	6,16	7,31	8,84	6,26
SD	0,06	0,02	0,06	0,10	0,01

Tab. 3. Valores médios de dose absorvida e escurecimento das tiras.

Posição	**$C_{K,PMMA,100}$**	**Dose Absorvida* (mGy)**	**Escurecimento (Escala de cinza)**	**Fator de Calibração (mGy/Escala de cinza)**
3	6,67	7,72	22,26	0,347
6	5,50	6,36	21,29	0,299
9	6,53	7,56	22,48	0,336
12	7,89	9,13	25,85	0,353
Central	5,59	6,46	19,34	0,334

*$C_{K,PMMA,100}$ corrigido pelo *pitch*

Realizadas as calibrações dos filmes, foram obtidos os perfis de variação de dose em mGy. Na Fig. 3 se apresentam as curvas de perfis de variação de dose registrados pelas tiras de filmes radiocrômicos nas cinco regiões do objeto simulador.

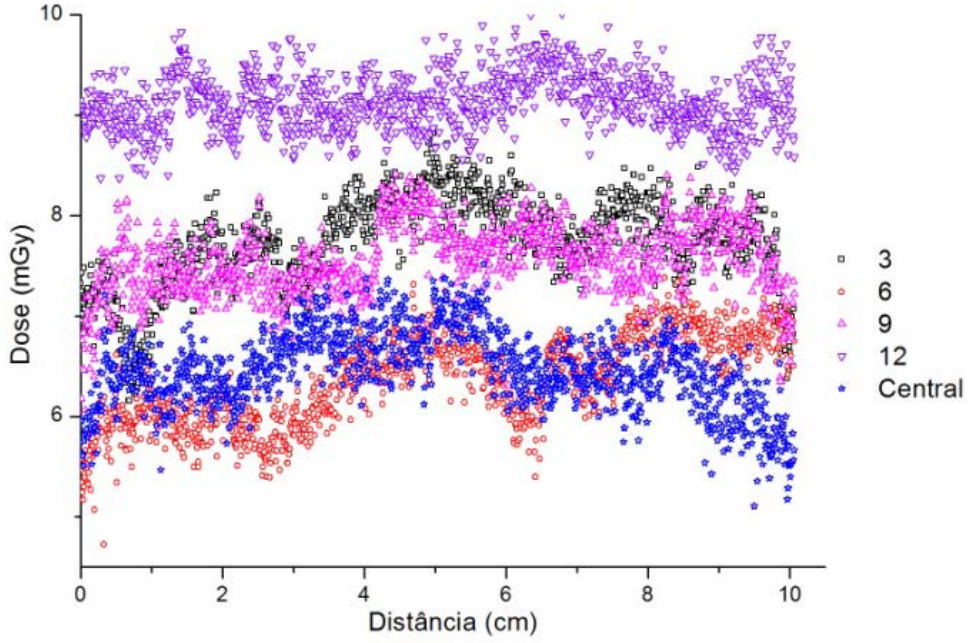


Fig. 3. Perfil de dose depositada no objeto simulador.

No filme localizado na posição 6 foram registrados os menores valores de dose absorvida em relação às outras posições da periferia, devido à maior influencia do feixe filtrado pela mesa na composição da dose nessa posição. Na posição central se evidenciam menores valores de dose absorvida em relação às outras posições do objeto simulador. A característica do feixe que atinge a posição central é diferente das posições periféricas, devido que o ponto central encontra-se equidistante do foco do feixe durante todo o tempo de exposição, independentemente do ângulo de incidência do feixe de raios X. A posição 12 apresenta os maiores valores de dose absorvida dentre as regiões observadas.

4. CONCLUSÃO

A dose média depositada nas posições de estudo mediante varredura do objeto simulador usando filmes radiocrômicos foi menor que 8,00 mGy exceto para a posição 12 que registrou um valor médio de dose absorvida de 9,13 mGy. A utilização de filmes radiocrômicos fornece informação detalhada de perfil de dose em TC, essa versatilidade amplia o espectro de ferramentas para conseguir otimizar protocolos de aquisição de imagens em TC de cabeça.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem a CAPES, FAPEMIG E CNPq pelo apoio na realização desse trabalho e a UFMG pelos aportes técnicos e acadêmicos.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] A.L. Mendeazabal, “Radiación ionizante en tomografía computada: Un tema de reflexión”, Anales de Radiología México, Vol. 2, pp. 90-97 (2012).

[2] O. Ramos e M. Villarreal, “Reducing the dose of radiation in diagnostic radiology”, Revista Chilena de Radiología, pp. 05-11, (2013).

[3] C. F. Kikuti, et al., “Estimativa da dose em exames de tomografia de abdome com base nos valores de DLP”, IX Latin American IRPA Regional Congress on Radiation Protection and Safety - IRPA 2013Rio de Janeiro, RJ, Brazil (2013).

[4] http://www.nist.org/

[5] http://www.ashland.com/products/gafchromic-radiology-films

[6] A. Wambersie, “Radiation Quantities and Units, Dose to Patient, and Image Quality in Computed Tomography (CT)”, European Commission, p: 18-19.
(2008).

Id.: AP-19

VALIDAÇÃO DA MODELAGEM COMPUTACIONAL DO FANTOMA DE CABEÇA DO LABORATÓRIO DE DOSIMETRIA INTERNA – LDI/CDTN PARA MONITORAÇÃO DA CONTAMINAÇÃO INTERNA

B. M. Mendes[1, 2]; T. C. F. Fonseca[2]; K. D. Vital[2]; F. G. Paiva[2]; P. C. Santana[3]; Teógenes A. Silva[2], T. P. R. Campos[1]

[1] Dep. de Engenharia Nuclear – DEN/UFMG - Belo Horizonte/MG, Brasil
[2] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN/CNEN, Belo Horizonte/MG, Brasil
[3] Departamento de Anatomia e Imagem/Faculdade de Medicina - UFMG, Belo Horizonte/MG, Brasil

Palavras-Chave: Dosimetria Interna, Modelagem Computacional, MCNPx.

RESUMO

Os trabalhadores do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN envolvidos na produção de ^{18}F-FDG são monitorados rotineiramente ou em casos de acidentes pelo Laboratório de Dosimetria Interna. Esse traçador acumula-se especialmente no cérebro. O LDI estabeleceu uma geometria de contagem para determinação da atividade incorporada no cérebro. Além disso, desenvolveu um fantoma de cabeça físico (real), denominado SiCab, cujo volume cerebral é preenchido por uma solução de ^{22}Na, emissor de pósitrons como ^{18}F, mas com meia vida mais longa (2,6 anos). Esse fantoma é utilizado para determinação de um Fator de Calibração (FC) para conversão de contagens por segundo (CPS) obtidas no sistema em atividade (Bq). Nesse estudo, foi realizada uma modelagem computacional da geometria de contagem e do fantoma de cabeça. Uma imagem tridimensional por tomografia computadorizada (CT) do modelo real foi adquirida. O software ImageJ® foi utilizado na segmentação e geração do modelo computacional voxelizado. O transporte das partículas foi simulado com o Código de Monte Carlo MCNPx. O fantoma de referência da ICRP, RCP-AM, foi também utilizado para fins de comparação. O FC obtido experimentalmente foi 34,0 ± 0,7 Bq.CPS^{-1}. As modelagens computacionais resultaram em FCs de 34,7 ± 0,2 Bq.CPS^{-1} para o modelo gerado a partir de CT do SiCab; e 52,6 ± 0,3 Bq.CPS^{-1} para o RCP-AM. O modelo computacional (MC) do SiCab apresentou FC estatisticamente igual ao dado experimental, dessa forma consideramos validada a técnica de modelagem. Entretanto, o FC obtido para RCP-AM, nitidamente distinto dos demais valores, pode indicar a necessidade de estudos para aprimoramento do SiCab e da geometria de contagem.

1. INTRODUÇÃO

A monitoração de contaminação interna de grupos de indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs) do CDTN e de instituições parceiras é realizada no Laboratório de Dosimetria Interna - LDI. Um dos grupos monitorados rotineiramente participa da produção do radiofármaco 18F-FDG. A equipe desse laboratório tem desenvolvido técnicas para o cálculo da atividade incorporada e para a estimativa da dose efetiva comprometida nos casos de contaminação interna dos IOEs [1, 2]. Um fantoma físico, denominado simulador de cabeça (SiCab), foi desenvolvido para a determinação da atividade de ^{18}F-FDG incorporada no cérebro. A região correspondente ao cérebro desse fantoma é preenchida por uma solução de ^{22}Na/H_2O de atividade conhecida. O ^{22}Na é um emissor de pósitrons como o ^{18}F, mas com meia vida mais longa (1,83h versus 2,6 anos), o que o torna um bom candidato para fantomas de calibração. O SiCab é utilizado para a obtenção de um Fator de Calibração (Bq.CPS^{-1}) para a conversão da taxa de contagens obtida no sistema de medição in vivo em atividade de ^{18}F incorporada.

A modelagem computacional tem sido empregada com sucesso na avaliação de geometrias de contagem e sistemas de monitoração *in vivo* [3, 4]. O LDI tem trabalhado no desenvolvimento de metodologias para modelagem computacional dos seus sistemas de medição. O estudo de novas geometrias de contagem (GC) mais eficientes e simplificadas é o principal propósito desse esforço.

O objetivo neste estudo foi validar as metodologias de modelagem computacional desenvolvidas pela equipe do LDI. Para esse fim dados referente a FC de modelagem computacional do fantoma real SiCab serão comparados com dados experimentais.

2. METODOLOGIA

2.1. Obtenção do modelo de voxels do Simulador de Cabeça

O modelo computacional voxelizado do Simulador de Cabeça foi gerado a partir de imagens de tomografia computadorizada do modelo real. A imagem tomográfica foi segmentada de forma semiautomática utilizando o software ImageJ®. Foram estabelecidos códigos para três materiais distintos que compõe o modelo: i) ar; ii) "cérebro" - bolsa de látex preenchida com a solução de $H_2O/^{22}Na$; e iii) "osso" – plástico PVA. O software ImageJ® também foi utilizado para reduzir a resolução da imagem. Essa etapa é necessária para geração de voxels de dimensões razoáveis para simulação no MCNPx. O modelo final foi denominado MV-SiCab. As dimensões da matriz são 81 x 97 x 112 voxels e as dimensões do voxel são 2 x 2 x 2 mm^3. A Fig. 1 (A) ilustra o modelo real SiCab e sua geometria de contagem (GC) com o detector de NaI(Tl). As diferentes etapas de geração do modelo voxelizados foram apresentadas na Fig. 1 (B-D).

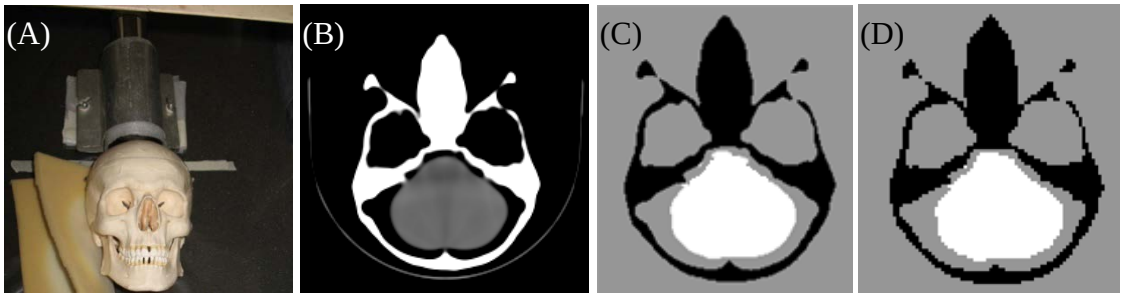


Fig. 1. (A) Simulador de cabeça e sua GC. (B) Corte transversal da Imagem CT do SiCab. (C) Imagem CT segmentada. (D) Imagem segmentada com resolução reduzida.

2.2. Simulação com MCNPx

Dois casos foram simulados no MCNPx - versão 2.7.0. No primeiro caso, um detector NaI(Tl) de dimensões 3" x 3" foi posicionado no centro do topo do crânio do MV-SiCab, conforme a geometria de contagem apresentada na Fig. 1(A) e Fig. 2 (B-C). Os materiais utilizados no modelo de voxel foram: ar (ρ = 0,00125 g/cm^3), Crânio - PVA (ρ = 1,41 g/cm^3) e Cérebro – H_2O (ρ = 1,00 g/cm^3). No segundo caso, o fantoma a RCP-AM foi simulado utilizando a mesma GC. Os materiais foram baseados no ICRP 110 [5].

A fonte de pósitrons, uniformemente distribuída no volume do cérebro, foi baseada nas emissões do ^{22}Na fornecidas no arquivo "Na-22.BET" gerado pelo software DECDATA® da ICRP107 [6]. O transporte de partículas secundárias foi levado em consideração. O algoritmo de indexação de energia ITS foi habilitado (DBCN 17j 1). Esse algoritmo é considerado mais acurado que a opção "defaut" quando se utiliza o MCNPX para o transporte de elétrons [7]. O *tally* F8:p foi utilizado para avaliar a distribuição de energia dos pulsos de fótons no cristal do detector NaI(Tl). Os pulsos foram contados em faixas de energia de incrementadas em 1 keV (0 a 700 keV). O fator de calibração (Bq.CPS^{-1}) é calculado como o inverso do número de pulsos de fótons na faixa de 432 a 577 keV por pósitron emitido na fonte, multiplicado pelo número de pósitrons por decaimento (0,899 pos./dec.) [6]. Essa faixa de energia é a mesma utilizada na medição experimental do número de contagens dos fótons de 511 keV oriundos das aniquilações dos pósitrons emitidos pelo ^{22}Na.

O número de histórias de partículas simuladas (NPS) variou de 1E6 a 2E6 conforme o modelo de voxels. Esses valores foram definidos de forma que os erros relativos não superassem, como primeira estimativa, 5%.

2.3. Medidas experimentais

O SiCab foi colocado horizontalmente na cama de monitoração. O detector 3 x 3' NaI(Tl) foi posicionado rente ao modelo, no centro do topo do crânio como pode ser observado na Fig. 1(A). O Software Genie2000® foi utilizado para controle da instrumentação e aquisição e registro das contagens. Três medições foram realizadas com o tempo de aquisição de 1000 segundos, alternadas com a medição do *Background* (BG) da sala com o mesmo tempo de contagem. A atividade incorporada no "cérebro" do SiCab era de 4,05 ± 0,04 kBq em 843 cm^3, na data da medição (18/07/2016). Para a determinação da taxa de contagens, as contagens do SiCab foram subtraídas pela média das contagens do BG. Os arquivos resultantes foram abertos no módulo *"Gamma Acquisition & Analysis"* Software Genie2000®. A área do pico (contagens) de 511 keV (432 a 577 keV) foi quantificada pelo software e dividida pelo tempo de medição para obtenção da taxa de contagens (CPS). O fator de calibração (Bq.CPS^{-1}) foi calculado como o quociente da atividade de ^{22}Na incorporada no modelo pela taxa média de contagens aferida.

2.4. Análises estatísticas

Os valores de FC (CPS.Bq^{-1}) obtidos nas simulações foram comparados com o valor experimental. Testes de hipótese (Z) foram realizados para determinar se as diferenças encontradas poderiam ser consideradas estatisticamente significantes. O nível de significância adotado nos testes de hipótese foi de 0,01.

3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

3.1. Obtenção do modelo computacional do SiCab

O modelo computacional MV-SiCab obtido a partir da imagem CT do modelo real é apresentado na Fig. 2 (A-C). Nota-se que a bolsa contendo o líquido (H_2O/^{22}Na) desloca-se quando o modelo é colocado na posição horizontal. Tal alteração pode resultar em variações consideráveis no FC. Ainda na Fig. 2 (A e B), pode-se notar o detector NaI(Tl), cilíndrico, 3 x 3' posicionado na geometria de contagem idealizada para medição da atividade no cérebro.

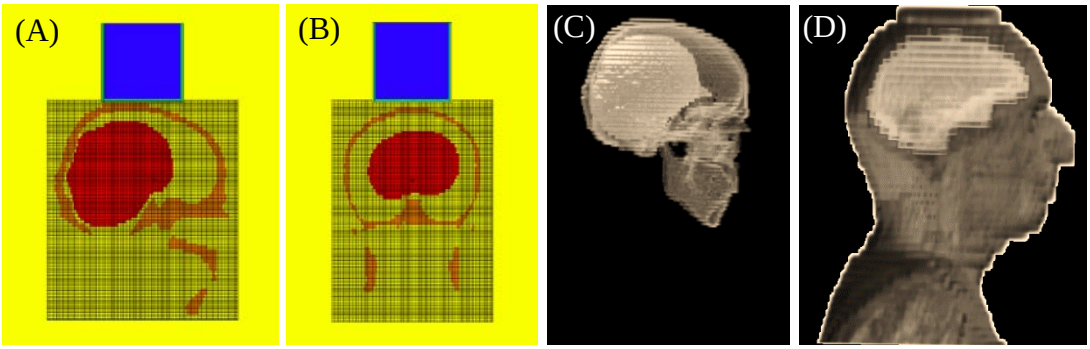


Fig. 2. Cortes sagital (A) e coronal (B) no modelo computacional obtidas no modo *plot* do MCNPx. Renderizações dos modelos MV-SiCab (C) e RCP-AM (D).

3.2. Resultados das simulações

A Fig. 3 apresenta os gráficos dos pulsos de fótons por pósitron emitido no cérebro de acordo com a faixa de energia, aferidos no cristal do detector NaI(Tl) para os modelos MV-SiCab e RCP-AM. Os respectivos fatores de calibração calculados foram 34,7 ± 0,2 Bq.Cps^{-1} e 52,6 ± 0,3 Bq.Cps^{-1}. Ambos modelos são representações antropomórficas de peça de cabeça humana. Foram observadas diferenças consideráveis entre os FCs calculados (-34%) entre os dois modelos.

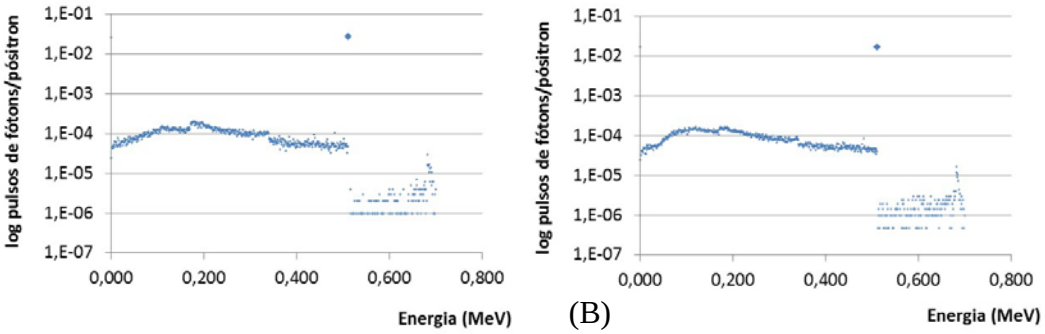


Fig. 3 – Gráficos de fótons/pósitron vs energia no volume sensível do detector NaI(Tl) nas modelagens computacionais utilizando os fantomas MV-SiCab (A) e RCP-AM (B).

Os principais fatores que influenciam nessa diferença são: i) composição química e densidade dos materiais definidos para os modelos; ii) variações morfológicas, iii) diferenças na posição e dimensão do cérebro – deslocado no caso do MV-SiCab; iv) distância média do cérebro ao detector; e v) volume do cérebro de 843 cm^3 do MV-SiCab vs 1450 cm^3 do RCP-AM. A Fig. 2C e Fig. 2D ilustram algumas dessas diferenças.

3.3. Medidas experimentais

Os resultados das medições experimentais realizadas no fantoma real SiCab foram apresentadas na Tab. 1. O FC calculado a partir da taxa de contagens média obtido foi de 34,0 ± 0,7 Bq.Cps^{-1}.

Tab. 1. Medidas experimentais do modelo SiCab para o pico de 511 keV.

Medição do SiCab	**Área do Pico$_{511keV}$ (Contagens)**	**Taxa de Contagens (CPS)**
1	116576	116,5
2	120541	120,5
3	120161	120,1
Contagem Média	119093	119
SD	2188	2

3.4. Comparação dos resultados

A diferença entre o valor do Fator de Calibração medido experimentalmente para o SiCab e calculado computacionalmente com seu modelo representativo de voxels (MV-SiCab) foi de 2%. Tal variação não é estatisticamente significativa considerando as incertezas das medidas e o nível de significância adotado ($p<0,01$). A Tab. 2 apresenta a comparação entre os FC obtidos com o modelo experimental e com os modelos computacionais.

Tab. 2. Comparação entre os Fatores de Calibração obtidos experimental e computacionalmente.

Modelo	**FC (Bq.CPS^{-1})**
SiCab (experimental)	34,0 ± 0,7
MV-SiCab (computacional)	34,7 ± 0,2
RCP-AM (computacional)	52,6 ± 0,3 [a]

[a] – Diferença estatisticamente significativa em relação ao valor experimental – nível de signif. = 0,01

A metodologia utilizada nas simulações foi considerada válida visto que a modelagem referente ao fantoma real produziu resultados equivalentes aos medidos, sem variações significantes. Contudo, o FC obtido para o fantoma masculino de referência do ICRP (RCP-AM) apresentou uma discrepância estatisticamente significativa em relação ao valor experimental gerado no SiCab (55%). As principais causas dessa diferença são as mesmas citadas anteriormente no caso da comparação com FC calculado para MV-SiCab.

4. CONCLUSÃO

Concluímos que a metodologia utilizada na modelagem computacional foi satisfatória visto que produziu resultados sem diferenças significativas (~2%) do valor medido experimentalmente. As técnicas de imagem e modelagem computacional ainda se mostraram úteis na avaliação do modelo real utilizado na obtenção do fator de calibração para determinação da atividade incorporada no cérebro dos trabalhadores com risco de contaminação por ^{18}FDG.
Algumas adequações no SiCab são necessárias para que ele possa ter uma representação antropomórfica e antropométrica mais próxima ao modelo RCP-AM. Dentre elas, podemos citar: i) o aumento do volume do tecido equivalente do cérebro para valores mais próximos dos volumes de referência; ii) a utilização de um tecido equivalente sólido para que a forma e posição do cérebro se tornem mais independentes do posicionamento do modelo; e iii) a introdução de uma camada de tecido equivalente a pele de forma a proporcionar uma distância cérebro/detector mais realística.

AGRADECIMENTOS

Gostaríamos de agradecer ao Laboratório de Metrologia de Nêutrons do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN) por permitir o acesso e uso do cluster de alta-performance para realização das simulações em MCNPx. Esse projeto de pesquisa foi apoiado pelas seguintes instituições brasileiras: Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (FAPEMIG), e Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] C. M. Oliveira et al., "Evaluation of a technique for *in vivo* internal monitoring of ^{18}F within a Brazilian laboratory network". Radiation Protection Dosimetry, vol. 1, pp. 1-6 (2012).

[2] C. M. Oliveira et al., "A methodology to evaluate occupational internal exposure to fluorine-18". Cellular and Molecular Biology (Online), vol. 55, pp. 29-33 (2009).

[3] T. C. F. FONSECA et al., "A methodology to develop computational phantoms with adjustable posture for WBC calibration". Physics in Medicine and Biology (Print), vol. 59, pp. 6811-6825 (2014).

[4] T. C. F. FONSECA et al., "Study of the Counting Efficiency of a WBC Setup by Using a Computational 3D Human Body Library in Sitting Position Based on Polygonal Mesh Surfaces". Health Physics (1958), vol. 106, pp. 484-493 (2014).

[5] ICRP Publication 110, "Adult Reference Computational Phantoms". Annals of ICRP, vol. 39(2), pp.1-166 (2009).

[6] ICRP Publication 107, "Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations" Annals of ICRP, vol. 38(3), pp. 1-96 (2007).

[7] N. Reynaert et al., "Parameter dependence of the MCNP electron transport in determining dose distributions". Medical Physics, vol. 29(10), pp. 2446-2454 (2002).

Id.: AP-20

AVALIAÇÕES EM ALTERAÇÕES NA CONCENTRAÇÃO DE METAIS EM TECIDOS IRRADIADOS *IN VIVO*

Daniel M. Coelho[1], Maria Ângela de B. C. Menezes[1,2], Tarcísio P. R. de Campos[1], Matheus F. Soares[1]

[1]Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Departamento de Engenharia Nuclear da Escola de Engenharia – Universidade Federal de Minas Gerais..
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CDTN, Comissão Nacional de Energia Nuclear/CNEN
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627 – Campus da UFMG – Pampulha – CEP 31270-901, Belo Horizonte – MG, Brasil.
dmcoelho.eng@gmail.com

Palavras-Chave: Metais, Radiação-γ, Análise por Ativação Neutrônica.

RESUMO

Este trabalho tem como objetivo apresentar uma revisão da literatura acerca das possíveis alterações dos níveis de concentração de metais em tecidos de ratos em cinética de tempo e dose absorvida, de forma a melhor entender como alterações metabólicas induzidas por radiação se processam em função dos íons presentes no corpo humano. Procurou-se apresentar estudos e analisar resultados que incluam diferentes métodos de análise. Estudos recentes demonstraram a variação nos níveis de Fe, Cu, Zn e Ca em vários tecidos de ratos mesmo expostos à baixa dose de feixes de raios gama (0,03 Gy). Outros autores também mostraram adulterações nas concentrações desses metais causadas por exposição a doses mais altas (6,5 Gy). A partir das modificações encontradas, poderá ser feito um paralelo entre as concentrações dos metais e os efeitos deletérios no organismo; que, em consequência, desencadearão patologias. Lança-se como hipótese a necessidade de ampliar a análise para um conjunto maior de metais como Fe, K, Zn, Ca, Na e Cu. A aplicação da técnica de Análise por Ativação Neutrônica será útil na determinação desses elementos. Deste modo, será possível traçar perfis das concentrações desses elementos essenciais em cinética de tempo e dose, além de apresentar possíveis hipóteses para explicar os níveis de alteração metabólica dos metais ocorridos em modelo animal.

1. INTRODUÇÃO

Os metais essenciais desempenham função fundamental na manutenção da saúde do corpo, por causa de seu papel nas funções enzimáticas e hormônios. Algumas deficiências nutricionais são capazes de suprimir algumas funções estruturais e metabólicas das células e da imunidade humoral. Também têm um grande efeito sobre o desenvolvimento normal do sistema imune. Por isso, adicionar alguns desses metais como cobre, zinco e selênio na alimentação pode ser necessário para se ter uma imunidade adequada [1].

O ferro é um elemento essencial para proliferação das células imunes e o cobre para a fosforilação oxidativa, atividade antioxidante celular, formação dos tecidos conjuntivos, funções neurológicas e o metabolismo do próprio Fe. O zinco atua como cofator de mais de 300 enzimas influenciando a funcionalidade de diversos órgãos e tendo efeito secundário no sistema imune, onde é essencial para sua integridade. Da mesma forma, o Zn é um elemento crítico no crescimento e diferenciação celular, necessário para a síntese de DNA, para a transcrição do RNA e ativação celular [1]. Pela sua importância,

o interesse dos cientistas na medição das concentrações de metais nos tecidos vivos e o entendimento da forma como a alteração desses valores pode ocasionar disfunções e doenças têm aumentado [2].

As alterações biológicas em consequência da exposição à radiação ionizante ocorrem devido a uma série de fatores físicos, químicos, bioquímicos e à resposta celular iniciada logo após a deposição da energia da radiação no meio. Essa energia absorvida é, em geral, maior do que as energias de ligação de várias moléculas do corpo e pode levar a ionização de moléculas. O tempo decorrido desde a deposição energética, dissociação até a ionização molecular é da ordem de 10^{-13} segundos. Como a água é o principal constituinte das células é, basicamente, a ionização desta molécula que gera as espécies primárias com alta reatividade e baixa meia vida, como o radical de hidroxila OH•, que irá mediar as reações químicas danosas aos componentes biológicos como a membrana celular, enzimas, proteínas e o próprio DNA [3].

Como consequência, a exposição à radiação de pacientes pode levar a modificações genéticas e efeitos determinísticos deletérios graves, que dependerão da tolerância limiar do organismo, do tipo de radiação e das doses e taxas de doses envolvidas. Os sintomas clínicos imediatos indicativos da toxidade da radiação ionizante em tratamentos radioterápicos incluem: náusea, emese, parotidite, xerostomia, dor de cabeça, fadiga, mucosite, diarreia e perda de apetite. De forma tardia, poderão aparecer pneumopatias, doença veno-oclusiva hepática, disfunção renal, catarata, hipotireoidismo, infertilidade e neoplasias secundárias. Esses efeitos colaterais de risco de curto e longo prazo demandam um acompanhamento clínico por oncologistas e radioterapêutas [4].

Deste modo, faz-se necessário analisar a fundo as diversas alterações nas concentrações de metais, em termos teciduais, causadas pela radiação em tratamentos terapêuticos, de tal modo a esclarecer essas modificações nos tecidos vivos. Para isso, tomam-se como referência os dados existentes em variados estudos feitos em ratos, com exposição à alta e baixa dose geradas por raios γ.

2. METODOLOGIA

Os dados analisados estão fundamentados em estudos de alto rigor científico, publicados em artigos, até junho de 2016, obtidos através das bases de dados Periódicos CAPES, *SciELO* (Scientific Eletronic Library Online), *Elsevier* e *Science Direct*. As informações foram divididas em exposições crônicas e agudas.

3. ANÁLISE DOS RESULTADOS

3.1. Exposição Crônica

A exposição crônica à radiação com baixa taxa de dose é definida como aquelas que estão em uma faixa de 2 $mSv.ano^{-1}$ a 8 $Sv.ano^{-1}$ (8000 $mSv.ano^{-1}$). Quando comparados com grupos controles, os dados de pesquisas com ratos demonstram um limiar de 8 $Sv.ano^{-1}$ para nocividade induzida por radiação, considerando quatro parâmetros: mortalidade por câncer, capacidade reprodutiva, desenvolvimento precoce e expectativa média de vida [5]. Entretanto será abordado neste estudo revisional apenas os níveis de concentração de metais em órgãos.

Estudos feitos com ratos Wistar albinos, do sexo masculino, entre 120g e 150g, mantidos sobre condições controladas, irradiados em corpo inteiro, recebendo baixa dose de radiação γ (0,03 Gy durante 12h e taxa de dose de 2,5 $mGy.h^{-1}$), demonstraram variações significantes nos níveis de metais nos tecidos. Os animais foram sacrificados 1 hora após a irradiação e foram analisados os tecidos do fígado, rins, coração, testículos, baço, intestino, coração e cérebro, medindo-se as concentrações de Fe, Cu, Ca e Zn [6].

Apesar da baixa dose de radiação recebida, observou-se alterações nos níveis dos metais analisados. A análise estatística foi feita utilizando o teste t de *Student* e os resultados obtidos são apresentados nos gráficos das Fig. 1 a 4 (*significativamente diferente do controle com $p \leq 0,05$; **significativamente diferente do controle com $p \leq 0,005$; ***significativamente diferente do controle com $p \leq 0,0005$) [6].

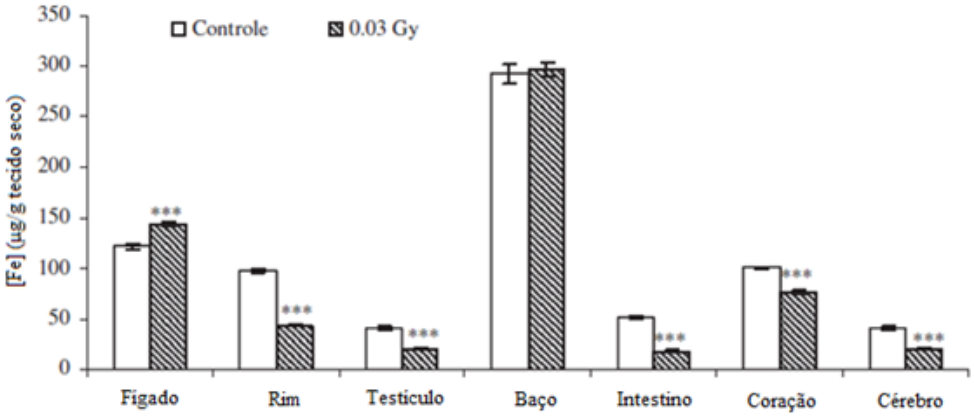


Fig. 1. Concentração de Fe nos tecidos. Fonte: modificado de [6].

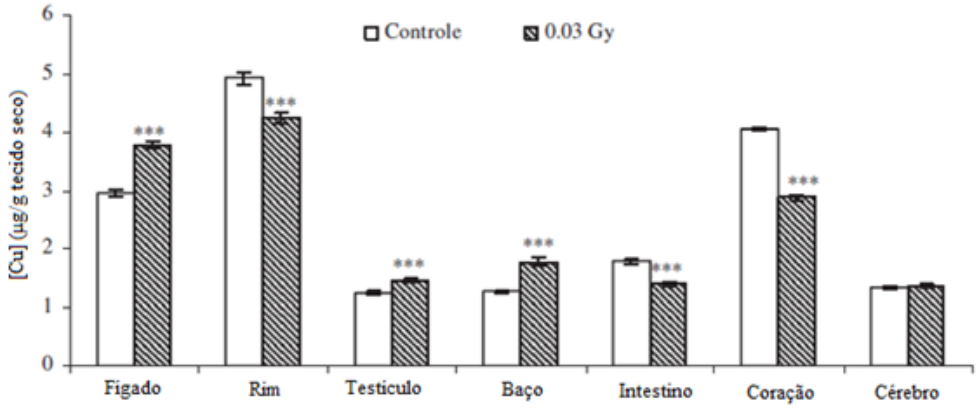


Fig. 2. Concentração de Cu nos tecidos. Fonte: modificado de [6].

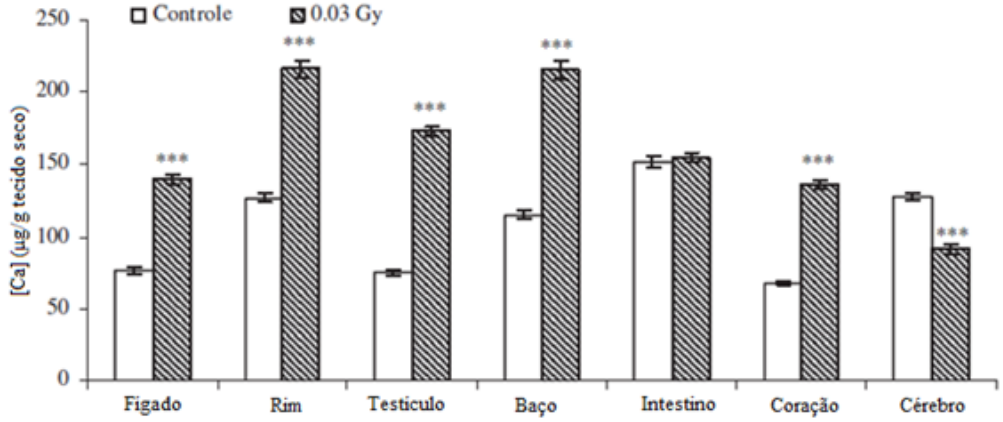


Fig. 3. Concentração de Ca nos tecidos. Fonte: modificado de [6].

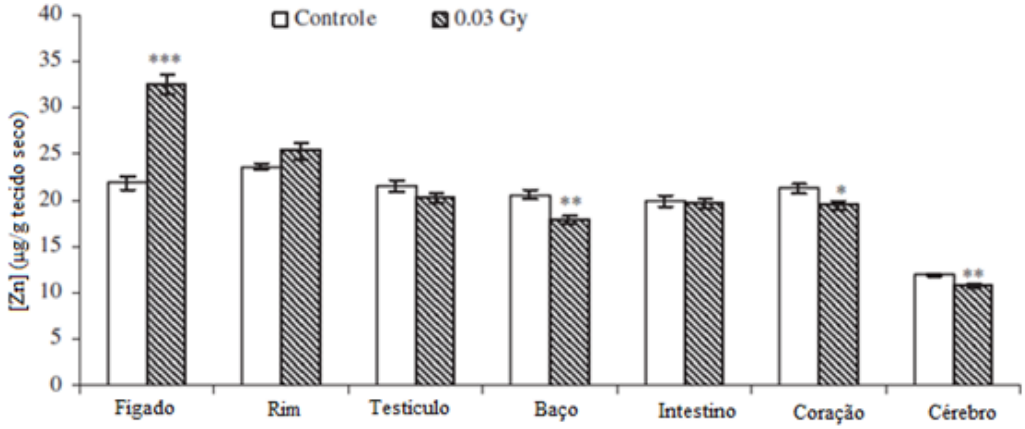


Fig. 4. Concentração de Zn nos tecidos. Fonte: modificado de [6].

A concentração de Fe aumentou significativamente no fígado e diminuiu consideravelmente nos demais órgãos, exceto no baço, onde não ocorreram mudanças significantes. Os níveis de Cu apresentaram um aumento relevante no fígado, nos testículos e no baço, enquanto nos rins, intestinos e coração as concentrações do metal diminuíram significativamente. Não foram observadas alterações no cérebro. Na concentração de Ca, observou-se aumento relativamente maior que o grupo controle em quase todos os órgãos, exceto no cérebro, cujos níveis diminuíram substancialmente, e no intestino, onde não foi constatada nenhuma variação significativa. A análise dos níveis de zinco demostra um aumento na sua concentração no fígado e uma redução nos tecidos do baço, coração e cérebro. Neste caso, não foram encontradas alterações nos rins, testículos e intestino [6].

3.2. Exposição Aguda

Em estudos de exposição aguda envolve em geral altas doses e taxas de dose, usualmente encontradas na radioterapia. Esta revisão avalia dados de uma dose de radiação gama de corpo inteiro de 6,5 Gy (com taxa de dose de 0,88381 $cGy.s^{-1}$), onde foram utilizados ratos albinos pesando entre 150 e 200g. Irradiou-se um total de 12 ratos, divididos em 2 grupos com 6 animais cada: o primeiro grupo foi sacrificado um dia após a irradiação e o segundo grupo três dias após a irradiação. Das amostras obtidas, foram medidos os níveis de Fe, Cu e Zn, analisados através de espectrometria de *absorção atômica (EAA).* A análise

estatística foi feita utilizando o teste t de Student. Os resultados apresentados com valores p≤ 0,05 foram considerados significantes (*significativamente diferente do controle com p ≤ 0,05) [7].

Órgãos \ Grupos		Não Irradiados	Irradiados 1º dia	Irradiados 3º dia
Fígado	**Fe**	183,7 ± 3,519	228,3 ± 9,924*	230,1 ± 6,087*
	Cu	3,150 ± 0,111	2,382 ± 0,077*	2,841 ± 0,096*
	Zn	33,18 ± 1,215	24,99 ± 0,821*	26,72 ± 0,978*
Rim	**Fe**	121,9 ± 2,425	110,0 ± 1,642*	131,0 ± 3,017*
	Cu	3,645 ± 0,081	3,981 ± 0,077*	4,087 ± 0,134*
	Zn	34,11 ± 1,094	29,28 ± 0,904*	29,61 ± 0,986*
Baço	**Fe**	1003 ± 39,02	1385 ± 64,23*	1300 ± 29,73*
	Cu	1,280 ± 0,060	1,444 ± 0,035*	1,843 ± 0,057*
	Zn	30,55 ± 1,171	38,07 ± 1,272*	40,22 ± 0,670*
Intestino	**Fe**	31,21 ± 1,048	42,56 ± 1,714*	42,10 ± 1,544*
	Cu	1,451 ± 0,033	1,603 ± 0,049*	1,467 ± 0,064
	Zn	32,65 ± 1,356	38,81 ± 0,899*	35,62 ± 0,985

Tab. 5. Concentração de Fe, Cu e Zn nos órgãos. Fonte: modificado de [7].

Examinando os resultados obtidos nos ratos sacrificados após um dia, percebe-se um expressivo aumento dos níveis de ferro, com queda nas concentrações de cobre e zinco no fígado. Os rins apresentaram uma queda considerável nos níveis de Fe e Zn, com um aumento na quantidade de Cu. Contudo, intestinos e baço exibiram um decréscimo vultoso nas concentrações dos três metais (Fe, Cu e Zn) analisados [7].

Nos dados referentes aos ratos sacrificados três dias após a irradiação, encontrou-se um aumento ainda maior nas quantidades de Fe no fígado e um valor menor de Cu e Zn quando comparados ao grupo controle. Apesar da diminuição dos níveis de Cu e Zn, as medidas obtidas desses metais indicou uma recuperação, aproximando-se mais dos valores de concentração do grupo controle. Nos rins a concentração de Fe e Cu aumentou expressivamente, tornando-se maior que a existente no grupo controle, enquanto o nível de Zn diminuiu. Os valores de todos os metais no baço demonstrou um acréscimo em relação aos ratos não irradiados. Já nos intestinos apenas o Fe apresentou uma variação negativa significativa [7].

4. CONCLUSÃO

As análises dos resultados dos estudos apresentados permitiram observar que mesmo para baixas doses de exposição à radiação γ, equivalente a uma exposição crônica, os níveis de concentração de metais essenciais no organismo foram alterados. Pode-se perceber a baixa sensibilidade do organismo submetido à irradiação ionizante a este efeito determinístico. Porém, esses elementos ocorrem em baixa concentração nos tecidos biológicos e sua determinação através de métodos convencionais torna-se complexa e incerta. Deste modo, faz-se necessário analisar com profundidade as diversas alterações de concentrações de metais radioinduzidas no tecido vivo com técnicas acuradas, de tal modo a elucidar seus

efeitos biológicos e correlaciona-los com efeitos clínicos. Tal conhecimento poderá contribuir para a adoção de protocolos que tragam maior segurança para pacientes submetidos a procedimentos de diagnóstico por imagem ou radioterapia. Considerando-se as pesquisas de referência, torna-se necessário ampliar o espectro de metais analisados, bem como buscar outra metodologia de análise, como, por exemplo, a técnica de Análise por Ativação Neutrônica [8], que proverão maior sensibilidade nas medidas. Esta técnica, além de multielementar, não exige que as amostras analisadas sejam solubilizadas, evitando contaminação pelos reagentes, pois o uso de reagentes é condição imprescindível para a análise por espectrometria de absorção atômica, utilizada nos artigos desta revisão.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem à CAPES, ao CDTN e à UFMG pelo apoio técnico e financeiro.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] A. M. Hawas, “The biosensitivity of certain organs in rats exposed to low doses of γ-radiation”, Journal of Radiation Research and Applied Sciences, Vol. 6, n. 2, pp. 56-62 (2013b).

[2] R. M. Parr and D. M. Taylor, “The concentrations of cobalt, copper, iron and zinc in some normal human tissues as determined by neutron-activation analysis”, Biochemical Journal, Vol. 91, n. 3, pp. 424 (1964).

[3] B. P. Soule et al., “The chemistry and biology of nitroxide compounds”, Free Radical Biology and Medicine, Vol. 42, n. 11, pp. 1632-1650 (2007).

[4] S. L. Wolden et al., “American College of Radiology (ACR) and American Society for Radiation Oncology (ASTRO) Practice guideline for the performance of total body irradiation (TBI)”, American journal of clinical oncology, Vol. 36, n. 1, pp. 97-101 (2013).

[5] T. D. Luckey, “The health effects of low-dose ionizing radiation”, Journal of American Physicians and Surgeons, Vol. 13, n. 2, pp. 39 (2008).

[6] A. M. Hawas, “Effect of low dose gamma rays on certain essential metals and oxidative stress in different rat organs”, Journal of Radiation Research and Applied Sciences, Vol. 6, n. 2, pp. 38-44 (2013a).

[7] A. E. Shaban and A. M. Hawas, “Pentoxifylline as a radioprotector against certain biochemical and metal disorders of whole body gamma irradiation in rats”, Egyptian Journal of Hospital Medicine, Vol. 30, pp. 133-144 (2008).

[8] R. E. P. Leite et al., “Determination of trace elements in human brain tissues using neutron activation analysis”, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 278, pp. 581-584 (2008).

Id.: AP-21

APLICAÇÃO DAS ESFERAS HIDROGEIS DE FERRO-PVA NO TRATAMENTO DE REJEITOS LÍQUIDOS CONTENDO URÂNIO

Alisson Frank Canuto Brandão[1], Edilaine Ferreira da Silva[1], Felipe Walisson Oliveira[1], Lucas Inácio[1], Luciana Sampaio Ribeiro[1], Yara Sena Pereira[1], Armindo Santos[1]
[1]Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear – CDTN
Av. Presidente Antônio Carlos nº 6627 – Pampulha 31270-901, Belo Horizonte.
alisson.brandao@cdtn.br

Palavras-Chave: Nanoestruturação, Sol-Gel, Ferro, Urânio, Adsorção.

RESUMO

Neste trabalho, demonstramos a viabilidade de nanoestruturar e aprisionar partículas de oxihidróxido de ferro na rede de poros do polímero PVA. Usamos o processo sol-gel para conformar o compósito resultante, Fe-PVA, na forma de esferas hidrogeis com (3433 μm ± 63) e sem (2833 μm ± 69) macroburacos preenchidos com nanopartículas nuas de ferro. Espectroscopia Mössbauer identificou a presença de partículas superparamagnéticas (α-Fe_2O_3, γ-Fe_2O_3 e α-FeOOH) as quais, caracteristicamente, possuem diâmetro $\leq$ 20 nm. As esferas resultantes têm boa estabilidade mecânica e química. Seu uso no tratamento de soluções aquosas contendo urânio (concentrações variando entre 1 e 2000 mgU/L) permitiu determinar uma capacidade adsortiva máxima de 413,22 mgU/g nas esferas com macroburacos. A cinética de adsorção do urânio nestas esferas ajusta-se muito bem ao modelo de pseudo-segunda ordem. Devido ao tamanho das esferas, a separação sólido-líquido é facilitada, não demandando aplicação de fortes campos magnéticos. Testes iniciais de dessorção e reuso sugerem que as esferas podem ser usadas em ciclos múltiplos de adsorção-dessorção, permanecendo com elevada capacidade adsortiva. Comprovamos, assim, que a nanoestruturação favorece a obtenção de partículas com elevada energia superficial facilitadora da captura e adsorção dos íons de urânio.

1. INTRODUÇÃO

O nosso objetivo é desenvolver um adsorvente eficaz para o tratamento de meios aquosos contendo urânio. Este desenvolvimento envolve a nanoestruturação de oxihidróxidos de Fe dentro de uma matriz polimérica de PVA (álcool polivinílico) e a conformação do compósito resultante na forma de esferas hidrogéis com auxílio do processo sol-gel [1, 2]. Desta forma, procuramos viabilizar o uso tecnológico das nanopartículas (1-100 nm) de oxihidróxido de Fe. Neste uso, exploramos a elevada energia superficial delas, o que facilita a captura e adsorção de íons metálicos [2]. Assim, podemos obter adsorventes com elevada capacidade adsortiva e com baixo custo de produção [3, 4, 5, 6, 7].

O trabalho global envolve a obtenção de esferas hidrogeis de Fe-PVA com e sem macroburacos na rede polimérica preenchidos com nanopartículas nuas de oxihidróxido de Fe e sua caracterização física (tamanho das nanopartículas, diâmetro, morfologia das esferas e comprovação da inclusão de macroburacos) e química (estabilidade química, potencial zeta e modelagem do comportamento de adsorção do urânio) [8]. Na caracterização química contemplamos um amplo estudo de adsorção de soluções de U nos modos batelada e de coluna.

2. METODOLOGIA

A síntese das esferas hidrogeis de oxihidróxido de Fe-PVA é realizada com o uso do processo sol-gel onde se demanda a preparação de uma dispersão coloidal composta de solução ferro, núcleos sacrificáveis de Fe-NH_4NO_3, ureia ($(NH_2)_2CO$) e álcool polivinílico (PVA, $(C_4H_6O_2)_n$). Reação de transformação sol-

gel nas gotas desta dispersão coloidal em meios amoniacais resulta em esferas hidrogeis mecanicamente resistentes após lavagem com água [8]. A Fig. 1 mostra, esquematicamente, o processo sol-gel e o processo de adsorção de urânio em coluna de leito fixo.

Na avaliação da morfologia da superfície utilizamos a técnica de Microscopia Eletrônica de Varredura (MEV) nas esferas hidrogéis de Fe-PVA com e sem macroburacos. Estas foram preparadas previamente: secas a temperatura ambiente, cortadas, metalizadas e, por fim, as amostras metalizadas foram examinadas com o microscópio eletrônico de varredura com emissão por efeito de campo (FE-MEV,

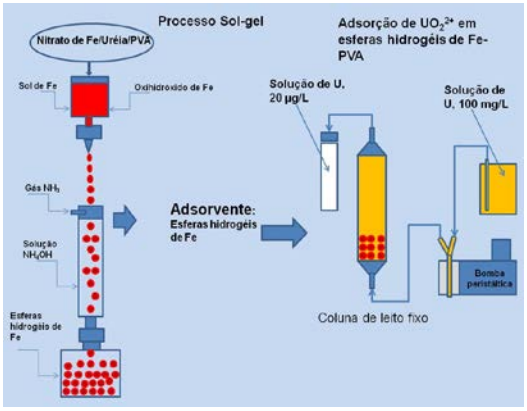


Fig. 1. Fluxograma do trabalho desenvolvido: síntese e aplicação das esferas na adsorção do urânio.

Sigma VP, Carl Zeiss); determinarmos a estrutura da superfície das esferas.

A espectroscopia Mössbauer foi usada para a comprovação da presença de fases nanométricas através da determinarão das fases cristalinas presentes e o grau de cristalização das esferas xerogeis.

A comprovação da inclusão de macroburacos foi realizada com o uso do Espectrômetro de Energia Dispersiva de Raios-X (EDS, XFlash Detector 410-M, Bruker Nano GmbH) determinamos a composição elementar das nossas esferas; análise dos dados dos experimentos via software Quantax Esprit 1.9.

Na caracterização química o mapeamento elementar da superfície das esferas secas foi realizado com o uso de MEV nas esferas hidrogeis de Fe-PVA com e sem macroburacos. Sua estabilidade química foi testada submetendo um volume fixo de esferas a uma solução aquosa com pH variando entre 2 e 10. A mistura foi agitada (80 rpm), por 6 horas, a 30° C e o teor de Fe peptizado, presente na solução filtrada, é determinado com auxílio da análise ICP-AES. Obtém-se, então, a curva teor de Fe (mg/L) versus variação do pH.

Para modelagem do comportamento de adsorção de urânio no modo batelada usamos 50 mL de solução de UO_2^{2+}, 80 rpm, 30° C e uma massa fixa de esferas (~0,13 g) nos testes de: determinação do efeito do pH (2-9) na estabilidade química e na capacidade adsortiva das esferas; equilíbrio químico (C_i variando de 1 a 2000 mgU/L); e cinética (100 um/L, 1-48 h) [8]. Determinamos o teor de U via Energia Dispersiva de Raios-X (EDX) e Nêutrons Retardados de Fissão (NR).

3. RESULTADOS

3.1. Avaliação da Resistência Mecânica e Análise Composicional

A Fig. 2a mostra os núcleos submicrométricos e sacrificáveis de Fe-Ureia-NH_4NO_3 usados para obter as esferas hidrogeis de Fe-PVA sem macroburacos (Fig. 2b, elevada resistência mecânica, 2833 ± 69 µm), cuja secagem a 30° C resulta em esferas íntegras (Fig. 2c, 2765 ± 60 µm).

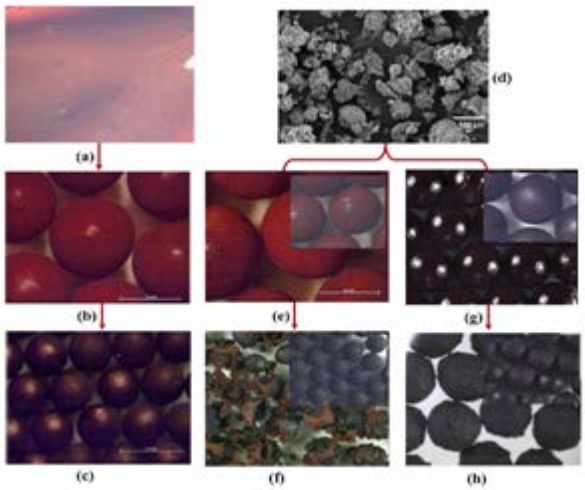


Fig. 2. Síntese das esferas adsorventes: fase sólida sub-micrométrica (a); esfera de Fe-PVA sem macroburacos, hidrogel (b) e seca (c); fase sólida micrométrica (d); esfera de Fe-PVA com macroburacos, hidrogel (e; *insert*, esfera com amido) e seca (f; *insert*, esfera com amido); esfera de Fe/Si-PVA com macroburacos, hidrogel (g; *insert*, esfera com amido) e seca (h; *insert*, esfera com amido).

Na Fig. 2d mostramos os núcleos sacrificáveis micrométricos (<300 µm) de Fe-Ureia-NH_4NO_3, os quais foram empregados na síntese das esferas hidrogéis de Fe-PVA (Fig.2e, boa resistência mecânica, 3427±93 µm) e de Fe/Si-PVA (Fig.2g, elevada resistência mecânica, 3431±2 µm). Estes dois tipos de esferas mostram superfícies explodidas (Fe-PVA, Fig. 2f e Fe/Si-PVA, Fig. 2h) quando secas a 30° C. Atribuímos este comportamento à atuação das forças geradas pela contração volumétrica sobre os macroburacos criados após eliminação do NH_4NO_3. O problema foi corrigido através da adição de amido à matriz da produção obtendo esferas hidrogeis com macroburacos de Fe-amido-PVA (*insert* da Fig. 2e, 3243±42 µm) e de Fe/Si-amido-PVA (*insert* da Fig.2g, 3413±6 µm) e xerogeis de Fe-amido-PVA (*insert* da Fig.2f, 1868± 31µm, boa resistência mecânica, contração volumétrica de 42,42%) e de Fe/Si-amido-PVA (*insert* da Fig. 2h, 1832±13 µm, boa resistência mecânica, contração volumétrica de 53,62%).

Chamamos a atenção para o diferencial das nossas esferas adsorventes em relação aos adsorventes pesquisados mundialmente: a composição coloidal rica em água e com teor elevado de nanopartículas de óxidos metálicos. Composição das esferas hidrogeis/xerogeis com macroburacos: Fe-PVA, 9,9% Fe + 4,0% PVA + 86,1% H_2O/43,1% Fe + 17,3% PVA + 39,6% H_2O; Fe-amido-PVA, 11,1% Fe + 3,2% PVA + 81,7% H_2O + 4,0% $(C_6H_{10}O_5)_n$/38,3% Fe + 10,9% PVA + 38,2% H_2O + 12,6% $(C_6H_{10}O_5)_n$.

3.2. Comprovação da Existência dos Macroburacos Via MEV/EDS e Mapeamento Elementar da Superfície

As Figs. 3a,c mostram superfícies enrugadas características do compósito Fe-orgânicos, como é o caso das esferas com e sem macroburacos e com e sem amido. Esta estrutura enrugada favorece uma maior adsorção e depósito de adsorbatos.

Conforme mostra a Fig. 3b, a distribuição do Fe nas esferas hidrogeis de Fe-PVA sem macroburacos é mais uniforme e, aparentemente, não revela empacotamento de dimensões micrométricas dos aglomerados frouxos de nanopartículas nuas de Fe; nas esferas com macroburacos, com ou sem amido, ela é desigual, podendo-se ver, adicionalmente, aglomerados com algumas dezenas de micrometros em diâmetro (Fig. 3c), reveladores dos macroburacos. Na Fig. 3d, podemos, ainda, identificar claramente, partículas macroscópicas de amido em torno dos macroburacos.

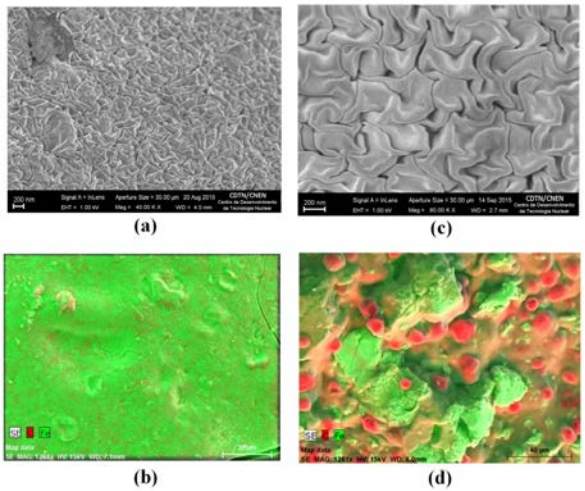


Fig. 3. Comprovação da existência dos macroburacos via MEV/EDS: morfologia da superfície das esferas de Fe-PVA sem macroburacos e sem amido (a) e com macroburacos e com amido (c); distribuição do Fe nas esferas de Fe-PVA sem macroburacos e sem amido (b) e com macroburacos e com amido (d).

3.3. Caracterização Química

Os padrões de raios X das esferas sem e com macroburacos são típicos de um material com baixo grau de cristalização. A Espectroscopia Mössbauer identificou a presença de partículas superparamagnéticas (α-Fe_2O_3, γ-Fe_2O_3 e α-FeOOH) as quais, caracteristicamente, possuem diâmetro $\leq$ 20 nm [9]. Sobre a estabilidade química das nossas esferas de oxihidróxido de Fe-PVA, com e sem macroburacos, as análises mostram que são quimicamente estáveis na faixa de pH 2-9. A máxima liberação de Fe em solução foi de 0,1 mgFe/L em toda a faixa de pH analisada.

3.4. Modelagem do Comportamento Adsortivo

A faixa de pH onde se observou maior taxa de adsorção foi de 5 a 6, fixando 5,5 como pH ótimo de adsorção. A variação da capacidade adsortiva das esferas com o pH da solução de U sugere um processo de troca catiônica, com forte atração ou repulsão eletrostática entre os íons de carga contrária das espécies químicas em meio aquoso, relatadas na literatura pesquisada para o urânio e para o ferro [10].

O uso das esferas hidrogeis no tratamento de soluções aquosas contendo urânio (concentrações variando entre 1 e 2000 mgU/L) permitiu determinar uma capacidade adsortiva máxima de 413,22 e 249,37 mgU/g nas esferas com e sem macroburacos, respectivamente.

Notamos que o aumento da capacidade adsortiva depende do aumento da concentração, sendo o gradiente de concentração a força promotora da adsorção do U. Através da avaliação do comportamento de equilíbrio de adsorção de UO_2^{2+} nas esferas, usando, para isto, os modelos de adsorção de Langmuir e de Freundlich [11] notamos, que $R^2_{Freundlich} >> R^2_{Langmuir}$, sugerindo que na adsorção de UO_2^{2+}, os sítios ativos do adsorvente não possuem igual afinidade pelo adsorvato. Com os sítios ativos de maior afinidade sendo ocupados primeiro e os de menor afinidade sendo ocupados depois.

A análise da cinética de adsorção demonstrou ajustar-se muito bem ao modelo de pseudo-segunda ordem, o qual prevê a ocorrência de interações eletrostáticas entre os íons de Fe e os íons de U [3, 8].

4. CONCLUSÃO

A estratégia de reforçar a estrutura em torno dos macroburacos com a adição do amido, nanoestruturar e proteger as nanopartículas de oxihidróxidos de Fe na matriz reticulada do PVA, conformando-as na forma de esferas hidrogeis, via processo sol-gel, se mostrou eficiente. Alcançamos capacidades adsortivas significativas. Modelos cinéticos de pseudo-segunda ordem e de difusão intra-partícula sugerem que o mecanismo de adsorção é complexo, com a adsorção de superfície e a difusão intra-partícula contribuindo para o passo limitador da taxa de adsorção. Comparados com resultados reportados para outros adsorventes [6], nossos valores de capacidade adsortiva são, de fato, maiores e expressivos. Outro aspecto bastante relevante para o uso tecnológico referido é o tamanho das nossas esferas, o qual, não demanda uma separação sólido-líquido via aplicação de fortes campos magnéticos. A avaliação do equilíbrio químico mostra que os sítios ativos do adsorvente não possuem igual afinidade pelo adsorvato, com os sítios ativos sendo ocupados em momentos diferentes durante o processo adsortivo sugere que as esferas podem ser usadas em ciclos múltiplos de adsorção-dessorção, permanecendo com elevada capacidade adsortiva. Comprovamos, assim, que a nanoestruturação favorece a obtenção de partículas com elevada energia superficial facilitadora da captura e adsorção dos íons de urânio.

AGRADECIMENTOS

Agradeço ao meu orientador Armindo Santos, ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico – CNPq e a Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais - FAPEMIG.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] A. Santos, *et al.* “Usage of the sol–gel process on the fabrication of macroporous adsorbent activated-gamma alumina spheres”, Microporous and Mesoporous Materials, v. 120, p. 228-238, (2009).

[2] A. Santos, *et al*. “Synthesis and characterization of iron-PVA hydrogel microspheres and their use in the arsenic (V) removal from aqueous solution”, Chemical Engineering Journal, v. 210, p. 432-443, (2012).

[3] Z. Weihua, Z. Lei, H. Runping, "Removal of uranium (VI) by fixed bed ion-exchange column using natural zeolite coated with manganese oxide", Chin. J. Chem. Eng., 17(4) (2009) 585-593.

[4] S. D. Yusan, S. Akyil, "Sorption of uranium (VI) from aqueous solutions by akaganeite", J. Hazard. Mater. 160 (2008) 388–395.

[5] J. P.r Gustafsson, E. Dässman, M. Bäckström, "Towards a consistent geochemical model for prediction of uranium (VI) removal from groundwater by ferrihydrite", Appl. Geochem. 24 (2009) 454–462.

[6] S. Yusan, S. A. Erenturk, "Adsorption equilibrium and kinetics of U(VI) on beta type of akaganeite", Desalination 263 (2010) 233–239.

[7] S. D. Yusan, S. A. Erenturk, "Sorption behaviors of uranium (VI) ions on α-FeOOH", Desalination 269 (2011) 58–66.

[8] A. Santos, *et al.* "Synthesis of iron hydrogel spheres via sol-gel process and their usage in As^{5+} adsorption", IX Brazilian MRS Meeting, Ouro Preto, Brazil, (2010).

[9] F. W. F. Oliveira, "Desfluoretação de meios aquosos via adsorção de flúor em esferas hidrogel de Fe-PVA". (2015). 87 f. Dissertação (Mestrado em Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais) Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Belo Horizonte.

[10] J. P.r. Gustafsson, E. Dässman, M. Bäckström. "Towards a consistent geochemical model for prediction of uranium (VI) removal from groundwater by ferrihydrite", Appl. Geochem. 24 (2009) 454–462.

[11] K. Biswas, K. Gupta, A. Goswami, U. C. Ghosh, "Fluoride removal efficiency from aqueous solution by synthetic iron(III)–aluminum (III)–chromium(III) ternary mixed oxide", Desalination 255 (2010) 44–51.

Id.: AP-22

ESTUDO COMPARATIVO DE DOSIMETRIA EM OBJETO SIMULADOR DE CABEÇA DE RECÉM-NASCIDO PARA VARREDURAS DE TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA

G. A. P. Oliveira[1,2], A. H. Oliveira[1], A. P.Mourão[1,3]

[1]Depto. Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil
[2]Depto. Anatomia e Imagem, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil
[3]Centro de Engenharia Biomédica, Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil.
e-mail: giovanni.paiva@pbh.gov.br

Palavras-chave: Dosimetria, TC, Imagens médicas, Recém-Nascidos.

RESUMO

A tomografia computadorizada (TC) é o exame de radiodiagnóstico que mais contribui com a deposição de dose na população. Por isso, a redução das doses utilizadas nesses exames tornou-se muito importante, principalmente para pacientes pediátricos que têm uma expectativa de vida maior do que o restante da população. O objetivo desse trabalho é comparar as doses geradas em varreduras de TC de cabeça de recém-nascidos (RN) em relação ao paciente adulto em dois equipamentos de TC multicorte. Foram utilizados dois objetos simuladores de cabeça em formato cilíndrico e fabricados em polimetilmetacrilato (PMMA), sendo um com características de paciente adulto e outro de RN. As varreduras foram realizadas em dois tomógrafos da marca GE, sendo um modelo Discovery de 64 canais e o outro modelo Brigth Speed de 4 canais com tensão de 120 kV. Para realizar as varreduras dos dois objetos simuladores utilizou-se o protocolo de cabeça infantil de rotina dos serviços de radiologia. As medições de doses absorvidas foram realizadas com uma câmara de ionização do tipo lápis, posicionada no interior das cinco aberturas existentes nos objetos simuladores para este fim. O objeto simulador de RN foi desenvolvido com o percentil cefálico de RN do sexo masculino de 14 dias e feminino de 28 dias. As doses obtidas com o objeto simulador de cabeça de RN foram comparadas com as doses absorvidas obtidas com o objeto simulador de cabeça adulto. O Índice de dose volumétrico $C_{K,PMMA,VOL}$ gerado no tomógrafo de 4 canais foi de 30,83 mGy para o objeto simulador adulto e de 40,06 mGy para o de RN. No tomógrafo de 64 canais os valores obtidos foram de 20,51 mGy para o objeto simulador adulto e de 23,35 mGy, para o de RN. Os resultados encontrados permitem avaliar que para a geração de imagens com o mesmo objetivo diagnóstico a dose no tomógrafo de 4 canais foi maior para o objeto simulador de RN de até 29,91% e para o tomógrafo de 64 canais de 13,83%, respectivamente. Os valores de dose estão diretamente associados aos parâmetros do protocolo de aquisição dos equipamentos de Tomografia Computadorizada.

1. INTRODUÇÃO

A TC foi introduzida como método de diagnóstico por imagem em 1972 e, desde então, esse método de diagnóstico tem se desenvolvido rapidamente, tanto em termos de desempenho técnico como no uso clínico. As varreduras helicoidais, com arcos multidetectores (MDCT), permitiram reduzir o tempo de aquisição e melhorar a qualidade da imagem, o que resulta em uma imagem confiável para observação de estruturas internas do corpo humano [1].

Devido ao uso de raios X, os exames de TC podem causar efeitos danosos ao organismo vivo, pois aumenta a probabilidade de aparecimento de câncer, por exemplo. Os efeitos gerados pelo uso das

radiações ionizantes exigiram a criação de um sistema de proteção radiológica adotado internacionalmente, o qual estabelece um padrão apropriado de proteção das pessoas que são expostas às radiações, decorrentes do trabalho, para os indivíduos ocupacionalmente expostos, por motivo de exames ou tratamento, para os pacientes, e por proximidade às fontes emissoras de radiação, para o público em geral. A proteção radiológica baseia-se nos princípios da justificação e otimização da prática, além da limitação de dose ou risco. A prática é realizada através de monitoração de área e individual, que inclui, confiabilidade instrumental, medidas e suas interpretações [2].

No radiodiagnóstico, a TC é a tecnologia que contribui para maior deposição de dose na população [3]. Por isso, a redução das doses utilizadas nesses exames tornou-se muito importante, principalmente para pacientes pediátricos. Muitos países já introduziram em suas legislações a obrigatoriedade de verificação das doses depositadas em pacientes submetidos a exames radiodiagnósticos através da medida de grandezas e parâmetros relacionados. Para os exames de TC, a legislação brasileira incluiu apenas a Dose Média em Cortes Múltiplos (MSAD) em um paciente adulto típico como um parâmetro de controle de qualidade dos tomógrafos, definidas em limites máximos de 50 mGy para cabeça, 35 mGy para coluna lombar e 25 mGy para abdômen [3].

Para garantir os níveis tão baixos quanto razoavelmente exequíveis nos exames de tomografia computadorizada, a otimização da dose e a justificação da prática, devem ser relevantes para o paciente, uma vez que o risco é aumentado a cada exame de tomografia ao qual o paciente é submetido [4].

Em geral, existem alguns fatores que têm uma influência direta sobre a deposição de dose, como a característica do espectro do feixe de raios X, a corrente do tubo de raios X (mA), o tempo de rotação do tubo de raios X, a espessura do feixe, o comprimento de varredura, as características do objeto, o pitch, e distância do tubo de raios X para o isocentro, dentre outros. [2].

Os fatores que têm uma influência direta sobre a qualidade da imagem, não têm necessariamente um efeito direto da dose de radiação, como por exemplo, os filtros de reconstrução. As escolhas dos parâmetros dos protocolos de aquisição de TC podem mudar a dose no paciente [2].

2. MATERIAIS E MÉTODOS

Os experimentos foram realizados para a observação da comparação das doses absorvidas utilizando dois objetos simuladores de cabeça, um para indivíduo adulto e outro para RN. As varreduras foram realizados em dois tomógrafos da GE, um modelo *Discovery* de 64 canais, designado como tomógrafo A, e outro GE modelo *Bright Speed* de 4 canais, designado como tomógrafo B. Utilizou-se uma câmara ionização do tipo lápis para a medição de doses quando posicionada no interior dos objetos simuladores.

2. 1. Os Objetos Simuladores

Os objetos simuladores de cabeça são cilindros feitos em PMMA que possuem diâmetros de 16 cm e 11 cm e comprimento de 15 cm representando o paciente adulto e o RN, respectivamente. O objeto simulador adulto é um objeto padrão rotineiramente utilizado em testes de aparelhos de TC. O objeto simulador de cabeça de RN foi construído nas medidas do percentil do perímetro cefálico de 34,54 cm, o que corresponde à idade aproximada de 42 semanas, ou seja, 14 dias de vida para o RN do sexo

masculino e de 44 semanas, 28 dias de vida para o RN do sexo feminino [5]. A Fig. 1 apresenta as dimensões dos objetos simuladores.

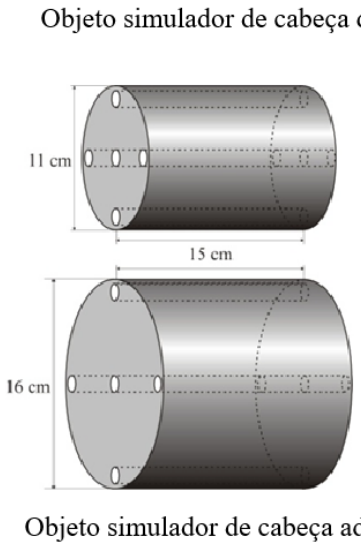


Fig. 1. Objetos simuladores de cabeça.

Os objetos simuladores de cabeça possuem cinco aberturas de 12,67 mm, sendo quatro periféricas defasadas de 90^{o} que têm seu centro distanciado de cerca de 10 mm da borda do objeto simulador à abertura central. Para a realização dos testes os objetos simuladores foram posicionados no isocentro dos tomógrafos. A Fig. 2 apresenta o posicionamento do objeto simulador de cabeça de adulto, com a câmara lápis posicionada em seu interior.

Fig. 2. Objeto simulador de cabeça adulto posicionado no isocentro do gantry.

As aberturas periféricas dos objetos simuladores, quando posicionados no isocentro do gantry, foram identificadas de acordo com as horas de um relógio analógico como 3, 6, 9 e 12 e a abertura central foi identificada com a letra C. Durante o posicionamento da câmara em cada abertura as demais foram preenchidas com tarugos de PMMA.

2.2. Medidas de dose

As medidas de dose absorvida foram realizadas utilizando o protocolo de varredura de cabeça infantil usado na rotina do serviço de radiologia. As medidas foram registradas com o gantry na posição de

angulação de 0º e com o objeto simulador posicionado no seu isocentro. A câmara lápis foi posicionada de forma alternada nas aberturas do objeto simulador de cabeça adulto e posteriormente no de RN.

Para cada posicionamento da câmara lápis foram realizadas cinco medidas para a obtenção de um valor médio. As irradiações da fatia central foram realizadas nos dois objetos simuladores, em modo axial, com uma tensão de alimentação do tubo de raios X de 120 kV, carga de100 mA.s, espessura da fatia central de 10 mm. A Tab.1 apresenta os parâmetros dos protocolos de varredura de cabeça utilizados nos dois tomógrafos para a alimentação do tubo de raios X em 120kV e 100 mA.s.

Tab. 1. Parâmetros dos protocolos de varredura

Tomógrafos	**Número de canais**	**Rotação do tubo (s)**	**Corrente (mA)**	**Carga (mA.s)**	**Pitch**
A	4	0,8	125	100	0,75
B	64	*0,5*	*200*	*100*	*0,984*

3. RESULTADOS

Todos os resultados obtidos nas leituras foram multiplicados pelo fator de conversão $Ka_{,PMMA}$, para a obtenção de dose absorvida no $CK_{,PMMA}$, pelo valor de calibração da câmara de ionização, pelo comprimento da câmara e dividido pela espessura do feixe de raios X. A Tab. 2 apresenta os valores médios de $C_{k,PMMA,100}$ com os desvios padrão (SD) obtidos com a câmara lápis, nos dois objetos, quando posicionados no tomógrafo A e B respectivamente. Os gráficos apresentados na Fig. 3 permitem comparar os valores de dose absorvida pelos dois objetos, em *a* para o tomógrafo A e *b* para o tomógrafo B.

Tab. 2. Valores de $C_{k,PMMA,100}$ para objetos simuladores.

Posição	**Tomógrafo A**				Posição	**Tomógrafo B**			
	Adulto		RN			Adulto		RN	
	$C_{k,PMMA,100}$ mGy	SD	$C_{k,PMMA,100}$ mGy	SD		$C_{k,PMMA,100}$ mGy	SD	$C_{k,PMMA,100}$ mGy	SD
3	24,03	0,08	30,36	0,09	3	20,79	0,20	22,62	0,16
6	22,63	0,03	29,06	0,04	6	18,31	0,25	20,69	0,08
9	22,66	0,15	29,42	0,06	9	20,52	0,17	22,47	0,10
12	23,85	0,13	30,64	0,04	12	23,74	0,19	25,59	0,29
Central	22,80	0,04	30,40	0,02	Central	18,87	0,07	23,24	0,10

a *b*

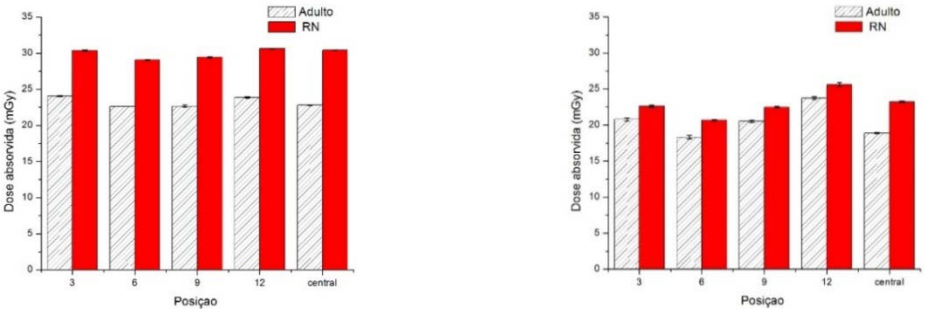


Fig. 3. Comparação de valores médios de ($C_{k,PMMA,100}$) para os objetos simuladores adulto e RN no Tomógrafo A (*a*) e Tomógrafo B (*b*).

A partir dos valores médios de $\mathbf{C_{k,PMMA,100}}$ obtidos com as medições nas aberturas dos objetos simuladores foi possível calcular o índice de dose ponderado $C_{k,PMMA,w}$, obtido através da Eq. 1 e do índice de dose volumétrico $C_{K,PMMA,VOL}$, que corresponde ao índice de dose para a varredura dos objetos, definido pela Eq. 2 [6]. A Tab. 4 apresenta os valores de $C_{KPMMA,W}$ e $C_{K,PMMA,VOL}$ para os dois tomógrafos, A e B.

$$C_{K,PMMA,W} = (C_{K,PMMA,100,\,C} + 2\,C_{K,PMMA,P}) /3 \quad (1)$$

$$C_{K,PMMA,VOL} = C_{K,PMMA,W}/\text{pitch} \quad (2)$$

Tab. 4. Valores de $C_{k,PMMA,w}$ e $C_{k,PMMA,vol}$ em mGy.

		Adulto	**RN**	**Variação das doses no $C_{k,PMMA,vol}$**
Tomógrafo A	C_W	23,12	30,04	29,91%
	C_{vol}	30,83	40,06	
Tomógrafo B	C_W	20,18	22,98	13,83%
	C_{vol}	20,51	23,35	

4. DISCUSSÃO

A partir dos valores de $C_{k,PMMA,100}$ encontrados nas Tab. 2 e 3 é possível verificar que a dose medida na abertura central no objeto simulador adulto é menor que as doses periféricas, isso se deve à atenuação promovida do feixe de raios X pelo $C_{K,PMMA}$ do objeto simulador, pois este ponto fica equidistante do foco do feixe de raios X durante toda rotação do tubo em torno do paciente.

As doses medidas nas aberturas 3 e 9 se equivalem para os dois objetos simuladores. Já para a abertura 12 a dose medida é maior que as demais aberturas para os dois objetos simuladores devido a menor contribuição do feixe filtrado pela mesa nesta posição. Pelo mesmo motivo a dose na posição 6 (Fig. 3.) é menor. Para os dois objetos simuladores as doses na abertura central destes não possuem diferenças significativas em relação à dose na posição 6 (Fig. 3.), uma vez que as varreduras foram realizadas nas mesmas condições.

Em relação à média da dose periférica a dose central é menor no objeto simulador adulto. Isso demonstra que a diferença da dose radial do centro para periferia é dependente do tamanho dos objetos simuladores. Quanto menores os objetos irradiados, menor será a diferença da dose na posição central em relação à dose periférica [7].

Papel de destaque na redução da dose na TC compete ao operador de tomografia, pois este bem treinado, pode ajustar os parâmetros do protocolo à espessura do objeto irradiado, à região anatômica a idade do paciente permitindo doses menores ao paciente.

5. CONCLUSÃO

As doses medidas no objeto simulador RN foram maiores em 29,91% no tomógrafo A e 13,83% no tomógrafo B que aquelas medidas no objeto simulador adulto, indicando que objetos de menores volumes recebem doses maiores quando se utiliza um mesmo protocolo de aquisição. Outro fator que contribui para o aumento da dose é o fator pitch, pois quanto menor este parâmetro, maior será a dose depositada no paciente.

AGRADECIMENTOS

Agradecimento à CAPES, FAPEMIG e CNPQ pelo apoio na realização deste trabalho.

REFERÊNCIAS

[1] L. P. Ribeiro and R. P. Pereira, “Estudo da dose nos exames de tomografia computadorizada abdominal em um equipamento de 6 cortes *”, *Radiol. Bras.*, vol. 45, no. 5, pp. 326–333, (2012).

[2] B. B. Oliveira, “Perfil De Dose Em Varreduras De Tórax Por Tomografia Computadorizada”, 2011, Dissertação apresentada ao Curso de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais,CDTN, Minas Gerais, Brasil.

[3] T.C.Alonso,“Study Of The Ct Peripheral Dose Variation In A Head Phantom,”, INAC, Rio de Janeiro, RJ, Brazil, September 27 to October 2, 2009.

[4] A. D. L. Bastos, “Doses e Risco de Radiação em Estudo Tomográfico Computadorizado do Tórax com Tecnologia de Quatro Cortes,” 2006, Dissertação apresentada ao Curso de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais,CDTN, M. G, Brasil.

[5] J. Villar et al., "Postnatal growth standards for preterm infants: the Preterm Postnatal Follow-up Study of the Intergrowth-21st Project", The Lancet Global Health,vol.3(11), pp.681-691 (2015).

[6] ICRP, “ICRP 103: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”, Ann. ICRP, vol. 37, p. 330 (2007).

[7] M. F. McNitt-Gray, “AAPM/RSNA Physics Tutorial for Residents: Topics in CT. Radiation dose in CT”, Radiographics, vol. 22, no. 6, pp. 1541–1553 (2002).

Id.: AP-23

ANÁLISE LIPÍDICA ATRAVÉS DE DESI-MS – UMA REVISÃO DOS EFEITOS DA RADIAÇÃO GAMA NO PERFIL LIPÍDICO EM TECIDOS BIOLÓGICOS

Matheus F. Soares[1], Daniel Moreira Coelho[1], Tarcísio P.R. Campos[1], Rodinei Augusti[2]

Universidade Federal de Minas Gerais
[1]Departamento de Engenharia Nuclear
[2]Instituto de Química
Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha
Belo Horizonte, Minas Gerais
matheus.soares@gmail.com

Palavras-Chave: Dessorção por ionização (DESI), espectrometria de massas, efeitos das radiações, lipídios, radiação-γ, radiação ionizante, metabolomica, lipidomica.

RESUMO

O presente trabalho aborda as alterações lipídicas de tecidos irradiados através da técnica de espectrometria de massas. Sabe-se que a radiação ionizante pode causar inibição clonogência e indução do processo apoptótico. Estresses ambientais exógenos acarretam alterações quantitativas e qualitativas principalmente nos esfingolipídios e fosfolipídios (PLs) estruturais. Ácidos graxos poli-insaturados e lipídios estruturais de membrana celular são amplamente suscetíveis aos danos da irradiação gama causando alteração da permeabilidade, sinalização celular e apoptose. Foi verificado alterações radioinduzidas nos lipídios nucleares: aumento de ácidos graxos e diminuição de fosfatidilcolina + fosfatidilserina (PC+PS) e fosfatidiletanamina (PE). O aumento de PE e PC sinalizam para o aumento da condensação de cromatina inativando a RNA polimerase afetando diretamente os mecanismos de reparo celular. Os efeitos das radiações gamas também induzem a redução nos níveis séricos de lipídios sanguíneos, principalmente PC34, PC36, PC38, LPC16 e LPC18 (fosfatidilcolina e lisofosfatidilcolina, respectivamente). Através da ionização ambiente por uma técnica baseada em dessorção por ionização, denominada DESI (*Desorption ElectroSpray Ionization*), é possível quantificar e identificar a estrutura molecular de fosfolípides presentes nos tecidos biológicos. Através de uma varredura biológica matricial no modo *fullscan* MS/MS cada pixel pode ser ionizado criando a imagem química 2D possibilitando associar a distribuição tecidual dos lipídios com o perfil químico permitindo a verificação das alterações radioinduzidas. Portanto, segundo autores, a utilização da técnica de ionização ambiente, DESI-MS, pode ajudar a evidenciar parte dos efeitos biológicos da radiação gama em tecidos irradiados no tratamento radioterápico, demonstrado que é de essencial importância preservar e proteger órgãos de risco e que permite ainda identificar marcadores de toxicidade durante o tratamento radioterápico.

1. INTRODUÇÃO

A Agência Internacional para Pesquisa em Câncer, da Organização Mundial da Saúde (IARC/WHO) demonstrou que o câncer é uma das principais causas de morbidade e mortalidade em todo o mundo, com cerca de 14 milhões de novos casos e 8,2 milhões de mortes diretamente relacionadas às neoplasias em 2012[1]. Estima-se que o número de casos anuais sofrerá um incremento de aproximadamente 57,14%

atingindo 22 milhões de novos casos nas próximas duas décadas [1]. Lesões neoplásicas são caracterizadas pela intensa proliferação celular desordenada associada a falhas nos mecanismos de reparo e eliminação celular, podendo acarretar danos biológicos aos tecidos acometidos com possibilidade de metástase [2].

A associação entre um diagnóstico precoce e a indicação de tratamentos eficientes como a Radioterapia (RT), que emprega radiações ionizantes no combate às células neoplásicas torna-se imprescindível. Assim, se o efeito nocivo da radiação ionizante acarretar um dano biológico às células neoplásicas superiores ao dano indireto às células dos tecidos sadios adjacentes, o tratamento radioterápico tem boa indicação e está respaldado [3]. Sabe-se que a radiação ionizante causa danos aos tecidos sadios e neoplásicos indiscriminadamente e seus efeitos se manifestam de acordo com a radiosensibilidade inerente das células, a cinética do tecido e a forma de organização celular [4]. Contudo, mesmo com a adoção de protocolos rígidos para minimização de danos biológicos nos órgãos de riscos, garantindo uma cinética de reparo adequado em tecidos sadios, efeitos das radiações já foram identificados através de alterações principalmente no metaboloma protéico e lipídico intracelular.

A metabolômica permite o estudo analítico de biomoléculas bem como seus produtos finais e processos celulares envolvidos para sua síntese. Lipidômica permite analisar dinamicamente as alterações envolvidas referentes aos lipídios e os efeitos biológicos nos tecidos irradiados [4]. A categoria de lipídios mais abundantes são os glicerofosfolipídios (PLs) presentes nas membranas biológicas e envolvidos na sinalização, regulação, proliferação e apoptose [5, 6]. A utilização de técnicas analíticas como a espectrometria de massas (Mass Spectrometry- MS) permite a determinação de composições elementares, estruturas moleculares e análises quantitativas e qualitativas de misturas complexas. Através da ionização ambiente por uma técnica baseada em dessorção por ionização, denominada DESI (*Desorption ElectroSpray Ionization*), tecidos orgânicos podem ser submetidos à análise de seus componentes estruturais tais como lipídios e proteínas, principalmente fosfolípides dos tecidos biológicos[14].

Recentemente, inúmeras evidências de alterações no metaboloma foram constatadas principalmente pelas alterações lipídicas nos tecidos. Parece evidente que RT pode induzir alterações no metaboloma humano. Para aprofundar este conhecimento, o presente trabalho revisa as alterações lipídicas de tecidos irradiados, em especial através da técnica de espectrofotometria de massas com o objetivo de trazer uma luz sobre o tema.

2. METODOLOGIA

Para a coleta de dados, foram consultados artigos entre o período de 2002 até fevereiro de 2016, nas bases de dados Periódicos CAPES, PUBMED (*National Library of Medicine and The NationalInstituteof Health*), MEDLINE (*US National Library of Medicine*), SciELO (*Scientific Eletronic Library Online*) e *Science Direct*. Na estratégia de busca, os descritores utilizados foram *dessorção por ionização* (DESI), *espectrometria de massas, efeitos das radiações, lipidios, radiação-γ, radiação ionizante, metabolomica, lipidomica* utilizados em cada base de dados.

3. RESULTADOS

3.1. Efeitos das Radiações Ionizantes com o Tecido Biológico

A radiação ionizante é a radiação que apresenta energia suficiente capaz de provocar excitação eletrônica e ionização de moléculas acarretando na quebra de ligações químicas nas moléculas biológicas dos tecidos [7]. Raios gama (R □) são nucleares, ou de processos de aniquilação de pósitrons na matéria [8]. Raios gama são radiações de baixa LET (*Linear Energy Transfer*) usualmente empregadas em RT que produzem ionização e conseqüentemente radicais livres danificando os tecidos biológicos.

Dose e taxa de dose são essenciais na análise da energia absorvida nos pacientes de RT. A resposta clínica a um efeito determinístico está diretamente relacionada à freqüência e a taxa de dose absorvida quando excedido um limiar de dose referente à sensibilidade do tecido exposto ao respectivo efeito [9].

Em células, a integridade da membrana é imprescindível para garantir a sinalização do metaboloma protéico e lipídico. No entanto, a radiação ionizante induz a oxidação de lipídios e proteínas pelas espécies reativas do oxigênio (*Reactive Oxygen Species* -ROS).

A peroxidação lipídica é um evento citotóxico definido por eventos bioquímicos sucessivos desencadeados pelos radicais livres determinando a oxidação extensa de ácidos graxos insaturados e membranas. Os subprodutos formados geram alterações estruturais e funcionais na membrana celular acarretando alteração no fluxo de substrato iônico e molecular desencadeando diversos processos [10]. Assim, radiações ionizantes causam inibição da mitose, indução de apoptose ou ainda podem desencadear o processo de reparo celular [11]. Alterações radioinduzidas lipídicas e protéicas são esperadas.

Estudos já demonstram que lipídios nucleares estão implicados nos processos de indução da tradução. Acromatina descondensada apresenta grande atividade sinalizadora sendo rica em fosfolípides e colesterol em relação à cromatina condensada e inativa e pode ser medida pela incorporação de 1,3- ^{14}C-glicerol em lipídios nucleares. Fosfolípides da cromatina têm sua atividade aumentada na fase "S" do ciclo celular [11]. Neste caso, parâmetros como massa do órgão, quantidade total de RNA citoplasmático, quantidade total da síntese protéica foram adotados como critérios de mensuração da resposta metabólica e a atividade da enzima ornitina descarboxilase (ODC) foi utilizada como marcador celular [11].Em modelo *in vivo*,foi realizado a irradiação Rγ de ratos na dose de 2Gyem três frações, em uma semana, totalizando 6 Gy. Após a terceira dose, a massa do timo foi reduzida a 1/3 de sua massa original. A atividade da enzima ODC foi diminuída após1 hora do processo de irradiação se elevando a níveis normais após um período de 7dias. Foram observadas também alterações radioinduzidas quantitativas e qualitativas dos lipídios. Houve redução nos níveis séricos de lipídios nucleares: aumento de ácidos graxos e diminuição de fosfatidilcolina + fofatidilserina (PC+PS) e fosfatidiletanamina (PE), de acordo sumário apresentado na Tab. 1. O aumento de PE e PC sinalizam para o aumento da condensação de cromatina inativando a RNA polimerase afetando diretamente os mecanismos de reparo celular [11].

Tab. 1. Quantitativo e qualitativo de ácidos graxos, colesterol e fosfolipídios em timo após irradiação Rγ, em ratos a uma dose de 6 Gy (2 Gy, 3 frações por semana).

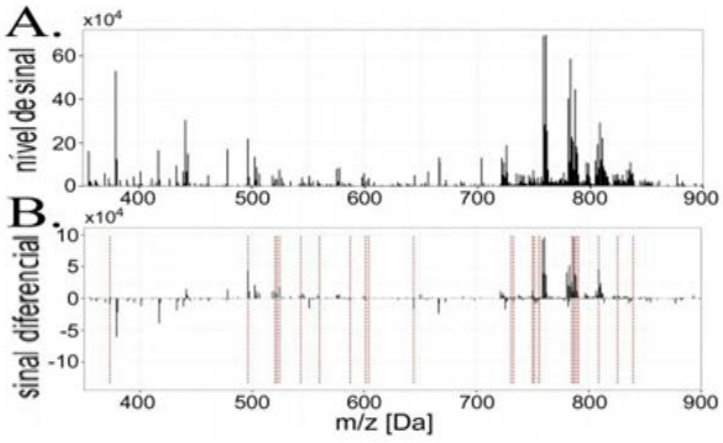
Lipídios	Homogeneizado		Núcleo		Cromatina	
	Controle	6Gy	Controle	6Gy	Controle	6Gy
Ácidos Graxos	63± 2	74± 8	21± 2	50± 6*	18,4± 1,2	35± 2*
Colesterol	10,5± 0,1	10,8± 0,2	5,6± 0,2	5,3± 0,3	5,9± 0,5	5,4± 0,1
Esfingomielina	1,3± 0,2	1,4± 0,4	1,2± 0,3	1,1± 0,4	1,1± 0,5	0,8± 0,1
Fosfatidilcolina + Fosfatidilserina	20,2± 1,7	18,0± 1,0	16,2± 1,5	10,1± 0,1*	22,7± 1,0	15,4± 0,5*
Fosfatidiletanamina	5,9± 0,5	4,6± 0,5	3,7± 0,5	2,5± 0,2*	4,9± 0,3	3,2± 0,1*
Cardiolipina	1,8± 0,5	1,4± 0,4	1,9± 0,3	1,4± 0,5	0,9± 0,2	1,0± 0,2

Os valores são as médias de desvio padrão de três experimentos independentes. Para cada um, foram utilizados de três a cinco animais. A significância estatística foi calculada pelo teste t-Student.

* Diferença significativa sob comparação pareada em $p<0,05$

Fonte: adaptado de KOLOMIYTSEVAet al., 2012 [11].

RT é uma das principais modalidades terapêuticas no controle tumoral sendo necessário compreender melhor as alterações do metabolismo pós-RT. Através de um estudo analítico percebeu-se que o metabolismo de fosfatidilcolina (PCs) e PLs está alterado em células neoplásicas aumentando o nível sérico de seus precursores tais como colina e derivados como lisofosfatidilcolinas (LPCs) [12]. O metabolismo e o nível sérico de PLs foi alterado após a exposição à radiação ionizante [11]. A irradiação local na radioterapia induz a uma reposta do organismo que pode ser evidenciada pela alteração nos componentes séricos sanguíneos [14], como mostrado na Fig. 1.



Fonte: adaptado de JELONEK et al., 2014 [3].
Fig. 1. Perfil de massa dos lipídios séricos antes (A) e após a radioterapia (B).

O gráfico da Fig. 1 evidencia os picos séricos dos fragmentos lipídicos separados pela sua relação *m/z* demonstrando que a diferença entre a intensidade dos picos bem como suas amplitudes reflete a alteração qualitativa e quantitativa desses lipídios. Os efeitos das radiações ionizantes induzem a redução nos níveis

séricos de lipídios sanguíneos, principalmente PC34, PC36, PC38, LPC16 e LPC18 [3].Após a suspensão do tratamento, os níveis séricos retornaram ao normal após 1 – 2 meses [3].

3.2. A técnica de espectrometria de massas - DESI-MS

Espectrometria de massas é uma técnica analítica que permite a completa análise qualitativa e quantitativa de moléculas em compostos ou misturas através da determinação de suas massas de seus componentes ionizados. A movimentação dentro de um campo elétrico ou magnético apresentará características próprias e únicas da molécula devido a sua massa e carga elétrica. A razão entre a massa/carga molecular é designada por *m/z* (*mass to charge ratio*) e permite inferir e determinar sua composição química e estrutural [13]. DESI é uma nova tecnologia de ionização baseada nos conceitos do ESI (*ElectrosprayIonization*). Sua principal característica é que a amostra pode ser depositada em alguma superfície sem a necessidade de preparo das amostras sendo chamada de *ambient ionization*, ou seja, a ionização pode ocorrer fora do espectrômetro. A superfície onde a amostra está depositada recebe um jato de spray, com solvente apropriado, em alta velocidade, provocando a dessorção e ionização do analito e conseqüentemente transferência dos íons para fase gasosa. A caracterização de fosfolipídio é de extrema importância devido à diversidade de funções celulares além da possibilidade de ser utilizado como biomarcador em neoplasias [14]. A utilização do sistema de análise de massas por DESI em modo *fullscan* em tecidos saudáveis e tumorais demonstrou grande variação no conteúdo de fosfolipídios entre os tecidos. Nesta revisão, vários padrões de fosfolipídios foram submetidos a análises por injeção direta na fonte de ESI-MS, para determinação de condições ideais de ionização e fragmentação.

4. CONCLUSÃO

Os efeitos das radiações ionizantes foram observados através das alterações dos níveis séricos de lipídios na literatura revisada. Mesmo com toda preocupação em delinear o volume tumoral através de técnicas conformacionais e a adoção de protocolos de irradiação para minimização dos danos como o hipofracionamento de dose, torna-se necessária uma avaliação mais criteriosa do metaboloma para mensuração da toxicidade do tratamento. DESI-MS demonstrou ser a técnica essencial para esta análise. A revisão de certos protocolos de RT para que haja uma preservação ainda maior dos órgãos de risco e de estruturas nobres se fazem necessário em futuro próximo.

AGRADECIMENTOS

Agradecemos à CAPES pelo apoio e bolsa de mestrado concedida.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] D. Forman and J. Ferlay, “World Cancer Report 2014”, The global and regional burden of cancer, pp. 16-53, Lyon (2014).

[2] E.J. Hall and A. J Giaccia, “Radiobiology for the radiologist”, 7thed. , Philadelphia, Ed. Lippincott Williams & Wilkins(2012).

[3]P. Deb, and A. Fielding, ,"Radiobiological model comparison of 3D conformal radiotherapy and IMRT plans for the treatment of prostate cancer", Australasian Physical and Engineering Sciences in Medicine , Vol. 32 (2), pp. 51-61 (2009).

[4] K. Jelonek, et al., "Radiation-Induced Changes in Serum Lipidome of Head and Neck Cancer Patients", International Journal of Molecular Sciences, Vol. 15, pp. 6609-6624, Switzerland (2014).

[5]M. M. Wrightet al., "Cell membranes and apoptosis: Role of cardiolipin, phosphatidylcholine, and anticancer lipid analogues", Biochemistry Cell Biology , Vol. 84, pp. 18-26, Canada (2004).

[6] N. Bartke, N. and Y. A, Hannun, , "Bioactive sphingolipids: Metabolism and function", Journal of Lipid Research, Vol. 50(suppl.), pp. 91- 96, United States (2009).

[7]E. M. Yoshimura, "Física das Radiações: interação da radiação com a matéria ", São Paulo, Revista Brasileira de Física Médica (2009).

[8] G. A. S. Maia, et al., "The effect of gamma radiation on the lipid profile of irradiated red blood cells", Ann.Hematol., Vol. 93, pp. 753-760, Springer-Verlag , Berlin - Heidelberg (2013).

[9] I.K. Kolomiytseva, et al., "Nuclear and chromatin lipids: metabolism in normal and γ-irradiated rats", Bioelectrochemistry, Vol. 58, pp. 31-39, Elsevier, Moscow (2012).
[10]E. Ackerstaff, et al., "Choline phospholipid metabolism: A target in cancer cells?", Journal of Cellular Biochemistry, Vol. 90, pp. 525-533, United States (2003).

[11] C. Wang, et al., "Plasma phospholipid metabolic profiling and biomarkers of rats following radiation exposure based on liquid chromatography-mass spectrometry technique", Biomedical Chromatography, Vol. 23, pp. 1079-1085, United States (2009).

[12] C. M. Kang, et al., "Possible biomarkers for ionizing radiation exposure in human peripheral blood lymphocytes", Radiation Research, Vol. 159, pp. 312-319, United States (2009).

[13]S.E.V.Bramer, "An Introduction to Mass Spectrometry", Disponível em: <http://science.widener.edu/svb/massspec/massspec.pdf>. Acesso em: 21 Julho 2016.

[14] R. G. Cooks, et al., "Ambient Mass Spectrometry", Science, Vol. 311, Issue 5767, pp. 1566–1570, United States (2006).

Id.: AP-24

AVALIAÇÃO DE VARREDURAS DE TC DE TÓRAX DE PACIENTE ADULTO E PEDIÁTRICO UTILIZANDO OBJETOS SIMULADORES

W. N. Aburjaile[1], A. P. Mourão[1,2]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia
Av. Antônio Carlos, CEP 131270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil
[2] Centro de Engenharia Biomédica
Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais
Av. Amazonas, CEP 30421-169, Belo Horizonte, MG, Brasil
e-mail: wadia.namen@gmail.com

Palavras-Chave: Tomografia computadorizada, varreduras e dosimetria.

RESUMO

A tomografia computadorizada (TC) é uma técnica radiodiagnóstica com indicações clínicas vastas na prática médica e de grande contribuição nas doses de radiação coletiva em radiodiagnóstico. O risco associado ao exame radiológico pode ser considerado mínimo em comparação com o risco natural. Portanto, é indispensável aperfeiçoar protocolos mantendo as doses absorvidas menores sem prejudicar a qualidade de imagem. A disseminação dessa técnica radiológica tem um aumento significativo na dose absorvida do paciente. Entretanto, qualquer risco adicional não importa quão pequeno é inaceitável se não beneficia o paciente. O conhecimento da distribuição de dose depositada na criança é importante quando se pensa em variar os parâmetros de aquisição visando à redução de dose. Os riscos dos efeitos estocásticos são maiores para as crianças, devido à radiossensibilidade tecidual aliada à maior expectativa de vida. Neste trabalho, foi utilizado um objeto simulador cilíndrico representando um tórax adulto, fabricado em polimetimetacrilato (PMMA) e foi desenvolvido um segundo objeto simulador, no mesmo material, em formato oblíquo, baseado nas dimensões do tórax de paciente pediátrico de 8 anos. Foi feito um estudo comparativo entre varreduras realizadas em equipamentos de TC das marcas GE, modelo Discovery de 64 canais, e Philips, modelo Brilliance de 16 canais. A fatia central dos dois objetos simuladores, adulto e criança, foi irradiada sucessivamente utilizando-se uma câmara de ionização do tipo lápis para a medição de dose absorvida em cinco pontos distintos de cada objeto simulador. A partir das medições foram obtidos os valores de Índice de Dose ponderado e volumétrico ($C_{K,PMMA,vol}$) para a varredura helicoidal da região central de objeto de 10 cm de distância. As varreduras utilizadas foram com o protocolo de aquisição de tórax utilizado no serviço, ambos para uma tensão de alimentação do tubo de raios X de 120 kV. Este trabalho permitiu comparar a variação de dose absorvida entre os pacientes com volumes de tórax distintos e a variação de dose em paciente entre dois equipamentos quando utilizados para a geração de imagens com o mesmo objetivo diagnóstico.

1. INTRODUÇÃO

Os exames de TC são cada vez mais demandados no processo de diagnóstico por imagens. Atualmente, os equipamentos mais utilizados para a realização dos exames de TC são os multicanais (*mutislice*), também conhecidos como multicorte, helicoidais e ainda os convencionais. Tendo em vista o aumento crescente na demanda de exames de tomografia computadorizada em pacientes pediátricos, principalmente em decorrência aos altos índices de lesões traumáticas por acidentes automobilísticos, queda em bicicletas, trauma contuso, traumatismo crânioencefálico, bem como a incidência de neoplasias na infância.
Os protocolos vigentes como rotina do serviço radiológico são baseados no paciente adulto e pré-estabelecidos pelos fabricantes sem levar em consideração as diferenças de volume e massa da estrutura anatômica estudada em pacientes pediátricos [1,2].

Apesar de permitirem a utilização de quatro níveis distintos de tensão de alimentação do tubo de raios X, a grande maioria das varreduras em tomografia são realizadas com o valor de 120 kV. Como a imagem gerada no aparelho de tomografia computadorizada é de um corte axial, para se obter o diagnóstico de um órgão qualquer, é necessário a aquisição de uma sequência de imagens de cortes que permita observar toda a estrutura do órgão. Assim, as imagens geradas representam cortes anatômicos axiais que se iniciam na base do órgão e terminam no ápice, como se o mesmo fosse seguidamente fatiado [3].

Os aparelhos de tomografia computadorizada hoje instalados nos serviços de radiodiagnóstico apresentam grandes variações tecnológicas, seja na velocidade de aquisição ou nos protocolos utilizados para a aquisição das imagens que são dependentes da tecnologia disponível. Assim sendo, imagens geradas com um mesmo objetivo diagnóstico em aparelhos diferentes podem gerar doses depositadas no paciente, muito diferentes, seja pela diferença tecnológica ou do protocolo utilizado.

As doses de radiação depositadas em pacientes estão diretamente associadas aos efeitos deletérios promovidos pela radiação ionizante, como o aparecimento de cataratas e tumores [4].

Seja no processo radiodiagnóstico ou no processo radioterapêutico é de grande importância o conhecimento da dose de radiação depositada nos tecidos humanos. A dose depositada em pacientes pediátrico e adulto está diretamente relacionada à energia que foi retida durante o processo de exposição à radiação ionizante. O conhecimento da distribuição de dose depositada na criança é importante quando se pensa em variar os parâmetros de aquisição visando à redução de dose. Os riscos dos efeitos estocásticos são maiores para as crianças, devido à radiossensibilidade tecidual aliada à maior expectativa de vida. Este parâmetro é utilizado para referenciar os possíveis efeitos futuros causados à população exposta, tais como o aparecimento de cânceres. Apesar de toda a evolução tecnológica e consequente aumento na qualidade da imagem gerada em TC, não houve uma redução na dose de radiação (Brenner e Hall, 2007) fazendo com que os exames de TC sejam exames de radiodiagnósticos responsáveis por promover maior dose depositada na população.

Em processos de irradiação para a medição da deposição de energia nos órgãos e distribuição de dose de modo semelhante ao organismo humano são utililizados os objetos simuladores [5].

Foi feito um estudo comparativo entre varreduras realizadas em equipamentos de TC das marcas GE, modelo Discovery de 64 canais, e Philips, modelo Brilliance de 16 canais. A fatia central dos dois objetos

simuladores foi irradiada sucessivamente utilizando-se uma câmara de ionização do tipo lápis para a medição de dose absorvida em cinco pontos distintos de cada objeto simulador. A partir das medições foram obtidos os valores de Índice de Dose ponderado ($C_{K,PMMA,w}$) e volumétrico ($C_{K,PMMA,vol}$) para a varredura helicoidal da região central de objeto de 10 cm de distância. As varreduras utilizadas foram com o protocolo de aquisição de tórax utilizado no serviço, ambos para uma tensão de alimentação do tubo de raios X de 120 kV fixo com corrente variável.

Neste trabalho foi utilizado um objeto simulador padrão tórax adulto e foi desenvolvido um objeto simulador nas proporções de um tórax pediátrico de 8 anos.

2. MATERIAIS E MÉTODOS

Os experimentos para a observação da comparação das doses absorvidas do simulador de tórax pediátrico e adulto foram realizados em um tomógrafo GE, modelo Discovery de 64 canais, e outro da marca Philips, modelo Brilliance de 16 canais, a fatia central dos dois objetos simuladores foram irradiadas sucessivamente utilizando controle automático de exposição e manual com corrente fixa para a tensão de 120 kV [6]. Utilizou-se uma câmara lápis e eletrômetro e dois objetos simuladores de tórax.

2.1. Objetos simuladores

O objeto simulador padrão para tórax adulto é um cilindro de PMMA com 32 cm de diâmetro com 15 cm de profundidade. O objeto simulador pediátrico desenvolvido é um objeto oblongo com dimensões de 14 por 29 cm representando as dimensões do tórax de um paciente pediátrico de 8 anos na região axilar. Os dois objetos possuem 5 aberturas de 1,27 cm de diâmetro, sendo uma central e quatro periféricas defasadas de defasadas de 90^{o}. As aberturas periféricas têm seu centro distanciado de 10 mm da borda e foram identificadas como 3, 6, 9, 12 de acordo com as horas de um relógio analógico. A Figura 1 apresenta um desenho com as dimensões dos objetos simuladores utilizados.

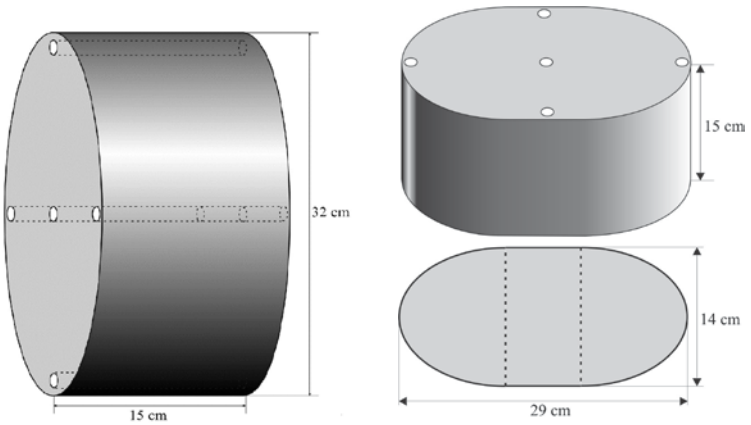


Fig. 1. Objeto simulador de tórax adulto e pediátrico.

As aberturas dos objetos simuladores são preenchidas com tarugos de PMMA que devem ser removidos um a um para o posicionamento da câmara lápis, visando às medidas de dose nas cinco posições [7]. Os objetos simuladores foram posicionados no isocentro do tomógrafo com o auxilio de luzes de

posicionamento. A Fig. 2 apresenta o posicionamento do objeto simulador de tórax pediátrico no isocentro do gantry.

Fig. 2. Objeto simulador de tórax pediátrico posicionado no isocentro do gantry.

As varreduras dos objetos simuladores do tórax adulto e pediátrico foram realizadas em dois tomógrafos, sendo o tomógrafo A da GE modelo Discovery de 64 canais e o B da Philips modelo Brilliance de 16 canais. A fatia central dos objetos foi irradiada sucessivamente com o tubo de raios X alimentando em 120 kV com correntes diferentes de acordo com os serviços. A Tab. 1 apresenta os demais dados dos protocolos utilizados nos experimentos com a câmara de ionização tipo lápis.

Tab. 1. Protocolos de aquisição

Tomógrafo	**Corrente (mA)**	**Tempo de rotação (s)**	**Espessura da fatia (mm)**
A	200	0,5	10
B	100	0,75	10

2.2. Medidas de dose

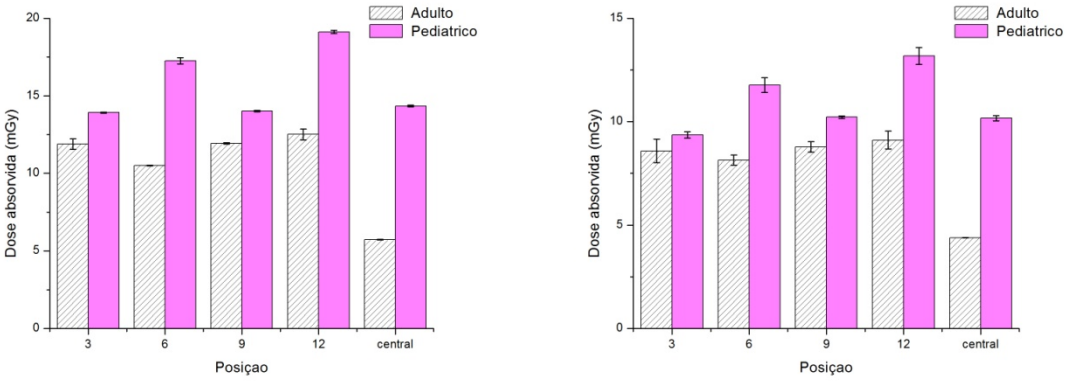
Uma câmara lápis foi posicionada de forma alternada nas aberturas dos objetos simuladores e irradiações sucessivas da fatia central permitiu a realização de cinco medições em cada posição do objeto adulto e posteriormente do objeto pediátrico.

3. RESULTADOS

Os valores medidos com a câmara à lápis foram multiplicados pelo fator de conversão ar/PMMA, a fim de obter a dose absorvida no PMMA, pelo valor de calibração da câmara de ionização e pelo comprimento da câmara dividido pela espessura do feixe de raios X para a obtenção da dose absorvida. A Tab. 2 apresenta os valores de dose absorvida ($C_{k,PMMA,100}$) obtidos e os respectivos desvios padrão (SD). [8] Os gráficos apresentados na Fig. 3. Permitem comparar os valores de dose absorvida pelos dois objetos, em *a* para o tomógrafo A e em *b* para o tomógrafo B.

Tab. 2. Valores de dose absorvida para objetos simuladores de tórax.

Posição	Tomógrafo A				Tomógrafo B			
	Adulto		Pediátrico		Adulto		Pediátrico	
	$C_{k,PMMA,100}$ (mGy)	SD	$C_{k,PMMA,100}$ (mGy)	SD	$C_{k,PMMA,100}$ (mGy)	SD	$C_{k,PMMA,100}$ (mGy)	SD
3	11,90	0,33	13,97	0,04	9,59	0,57	9,28	0,15
6	10,52	0,03	16,94	0,20	7,96	0,25	11,59	0,36
9	11,97	0,04	13,95	0,04	8,59	0,26	10,27	0,06
12	12,26	0,34	19,09	0,10	8,74	0,43	13,55	0,41
Central	5,73	0,02	14,39	0,06	4,44	0,01	10,11	0,13



a *b*

Fig. 3. Comparação da dose absorvida ($C_{k,PMMA,100}$) para os objetos simuladores de tórax adulto e pediátrico. Tomógrafo A (*a*) e Tomógrafo B (*b*).

4. CONCLUSÃO

As análises das doses absorvidas através dos objetos simuladores para a tensão de 120 kV em pacientes adultos e pediátricos demonstram que em todas as posições a dose absorvida na criança é maior em relação ao adulto nos dois serviços avaliados.

Em se tratando da posição central a dose absorvida aumenta cerca de três vezes em relação à dose registrada nessa posição no objeto simulador adulto.

Levando em consideração a superfície corporal e massa do paciente pediátrico, tais doses absorvidas nos protocolos pré-estabelecidos de rotina nos serviços radiodiagnósticos encontram-se aumentados principalmente ao se considerar pacientes pediátricos que necessitam de controle radiológico de tratamento durante um curto período de tempo de acordo com história clínica do paciente [9]. Essas varreduras realizadas permitem propor protocolos de redução de dose absorvida sem redução na qualidade de imagem conforme os critérios da proteção radiológica.

AGRADECIMENTOS

À FAPEMIG e ao CNPq pelo apoio financeiro ao projeto. Ao Centro de Imagem Molecular da UFMG e ao Hospital Odilon Behrens pela geração de imagens.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ICRP. Diagnostic reference levels in medical imaging: review and additional advice. ICRP Publication, Oxford:Pergamon Press, UK. 2002. 14p.

2. Kleinman PL, StraussKJ, Zurakowski D, Bockley KS, Taylor GA. Patient size measured on CT images as a function of age at a tertiary care children's hospital. AJR Am J Roentgenol. 2010; 194(6):1611-1619.

3. BURGENER, Francis; KORMANO, Martti. Differential Diagnosis in Computed Tomography. Thieme, 2a. edição, 2012.

4. CINAMON, Jay. Marconi multislice spiral CT principles & applications, Atlanta, 2001. 61p.

5. BOONE, JM. The trouble with CTDI100. Med Phys. 2007; 34(4):1364-1371.

6. American Association of Physicists in Medice (2010). Comprehensive Methodology for the Evaluation of Radiation Dose in X-Ray Computed Tomography (Report #111). College Park, MD. (implemented by TG-200).

7. ICRP. Managing patient dose in computed tomography. ICRP Publication 87. Annals of the ICRP 30 (4), Oxford:Pergamon Press, UK. 2000.

8. IAEA-ICRU, International Atomic Energy Agency and International Commission on Radiation Units and Measurements, Dose reporting in ion beam therapy, IAEA-TECDOC-1560, IAEA, Vienna-Austria, 2007.

9. ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements, Patient Dosimetry for X Rays used in Medical Imaging, ICRU Report 74, Oxford University Press, Oxford, UK, Vol. 5, Nº 2, 2005.

Id.: AP-25

ESTUDO COMPARATIVO DE METODOLOGIAS PARA A DETERMINAÇÃO DE ^{226}Ra E ^{228}Ra EM AMOSTRAS SÓLIDAS AMBIENTAIS

Aluísio de Souza Reis Júnior, Geraldo Frederico Kastner, Renata Dias Abreu Chaves e Roberto Pellacani Guedes Monteiro

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN)
Av. Presidente Antônio Carlos 6627, Campus da UFMG, Pampulha
e-mail: (reisas@cdtn.br)

Palavras-Chave: ^{226}Ra, ^{228}Ra, Espectrometria gama

RESUMO

Os radionuclídeos ^{226}Ra e ^{228}Ra fazem parte das séries de decaimento do ^{238}U e ^{232}Th, respectivamente, e oferecem riscos radiológicos se liberados no meio ambiente por atividades antrópicas. O CDTN há muitos anos realiza um Programa de Monitoração Ambiental destacando-se dentre outras a determinação destes radionuclídeos em amostras sólidas, solos, sedimentos e plantas, utilizando o método de contagem proporcional o qual envolve etapas de digestão ácida, separação radioquímica e contagem após crescimento de 30 dias para equilíbrio radioativo do radônio resultando em um tempo total de análise de cerca de 60 dias. Com o objetivo de reduzir o tempo de análise, em aproximadamente a metade, para pequenas quantidades de amostra a ser analisada, em porta amostra de aproximadamente 15 mL, foi desenvolvida uma metodologia utilizando a técnica de espectrometria gama baseada na medida direta dos emissores gama ^{214}Bi e ^{228}Ac, produtos do decaimento do ^{226}Ra e ^{228}Ra, respectivamente. Com a redução significativa da contagem de fundo (*background*) por meio da utilização de um sistema de ventilação adequado para a eliminação da presença de radônio no ambiente do laboratório, foi possível reduzir a quantidade de amostra para análise, melhorar a eficiência de contagem com consequente aumento de sensibilidade da técnica sendo possível atingir níveis de atividade entre 0 e 3 Bq g^{-1}. Para fins de validação da metodologia foram realizados ensaios comparativos entre as duas metodologias analíticas, com base nas técnicas de contagem proporcional, utilizando o analisador Multi-detector Manual System – MDS / MPC-9604 subsystem da Protean Instrument Corporation – PIC e espectrometria gama, utilizando um detector HPGe coaxial modelo 5019, com 50% de eficiência nominal da CANBERRA. Um padrão certificado do New Brunswick Laboratory (NBL), RM 42-4 (0,520 ± 0,006 %U) foi utilizado para fins de calibração. Os resultados obtidos por ambas as metodologias para amostras de sedimentos apresentaram boa concordância nos valores das atividades considerando os baixos níveis de atividades estudados e limites de detecção de 0,001 Bq.g^{-1} para ^{226}Ra e 0,1 Bq. g^{-1} para ^{228}Ra.

1. INTRODUÇÃO

Rádio é um elemento radioativo do qual nenhum isótopo estável é conhecido. O número de massa dos isótopos conhecidos variam de 206 a 230 e suas meia vidas ($T_{1/2}$) variam de 182 ns para ^{216}Ra a 1600 anos para ^{226}Ra. Os dois isótopos de rádio ^{226}Ra e ^{228}Ra ocorrem naturalmente e são membros das duas cadeias de decaimento: ^{226}Ra ($T_{1/2}$ = 1600 anos) pertence à série do urânio cujo precursor é o isótopo ^{238}U e ^{228}Ra ($T_{1/2}$ = 5,75 anos) é membro da série do tório cujo precursor é o isótopo ^{232}Th. ^{226}Ra emite partículas alfa (E_α = 4,784 MeV e E_α = 4,601 MeV) e raios gama (E_γ = 186,21 keV), podendo ser diretamente determinado usando sua partícula α ou suas emissões γ ou indiretamente por seus produtos de decaimento de vida curta (^{222}Rn ($T_{1/2}$ = 3,82 d); ^{214}Pb ($T_{1/2}$ = 26,8 m); ^{214}Bi ($T_{1/2}$ = 19,9 m)). ^{228}Ra é

um emissor de partícula beta de baixa energia e por esta razão técnicas que usam partículas beta ($E_{\beta max}$ = 2,1 MeV) ou raios gama (E_Y = 338,32 keV; E_Y = 911,20 keV; E_Y = 968,97 keV) de seu produto de decaimento ^{228}Ac são usadas na determinação de sua atividade [1].

A determinação de radionuclídeos específicos tem ampla aplicação em programas de monitoração ambiental e para avaliação do padrão de qualidade e potabilidade da água. A determinação de alguns radionuclídeos pertencentes às séries radioativas naturais do ^{235}U, ^{238}U e ^{232}Th faz parte do escopo destes programas, pois são considerados críticos, ou seja, provavelmente contribuem para uma maior dose seja por ingestão, inalação ou radiação externa [2]. Os isótopos de rádio são importantes do ponto de vista de proteção radiológica e proteção ao meio ambiente. Sua alta toxicidade tem estimulado o contínuo interesse em pesquisa de metodologias para determinação destes isótopos em diversos tipos de amostra [3]. Sendo assim, órgãos reguladores internacionais têm mostrado crescente interesse na regulamentação do nível de atividade de rádio na maioria dos produtos industriais e de consumo. A EPA (US *Environmental Protection Agency)* que regulamenta os níveis de atividade para a água de consumo humano, limita a concentração máxima para a soma de ^{226}Ra e ^{228}Ra em 185 mBq L^{-1}. Na Alemanha, a regulação para água mineral e água para consumo humano restringe a concentração a valores máximos de 125 mBq L^{-1} e 20 mBq L^{-1},respectivamente, para ^{226}Ra e ^{228}Ra [4**].**

No CDTN, há um programa de monitoração ambiental responsável pela coleta de diversos tipos de matrizes como água, efluente, sedimento, filtro retentor de aerossóis, solo e plantas de forma a monitorar a liberação de rejeitos radioativos no meio ambiente, atendendo às exigências de órgãos fiscalizadores [2].

As concentrações de rádio em amostras ambientais são, tipicamente, muito baixas e, portanto, pré-concentração e preparação química para tais amostras são necessárias. A despeito disto, algumas vezes análises de concentração de atividade do rádio são feitas muito próximas ao limite de detecção. É evidente que há um grande número de técnicas disponíveis para a determinação de isótopos de rádio em amostras ambientais. Vários métodos descritos são primariamente dedicados à determinação em matriz líquida, como a água potável, entretanto é possível, usando a preparação de amostras e procedimentos de separação, adaptar todos os métodos para aplicações em outros tipos de amostras líquidas, sólidas, como sedimentos e biota, e ainda amostras de ar coletadas por filtros. A co-precipitação de bário é usada como um método de análise de rádio devido às propriedades químicas muito similares do bário e do rádio. A exploração da habilidade do bário para reagir com um excesso de íons sulfato para produzir um precipitado permite a análise quantitativa de concentrações de atividades em nível ambiental do rádio em água [5]. O método utilizado no CDTN para determinação das atividades de ^{226}Ra e ^{228}Ra se baseia na contagem da atividade alfa total e beta total de um precipitado de sulfato de bário e rádio ($Ba(Ra)SO_4$) utilizando um contador proporcional com fluxo gasoso.

Este trabalho apresenta um estudo de desenvolvimento de metodologia para determinação de ^{226}Ra e ^{228}Ra por espectrometria gama, objetivando a redução do tempo de análise e simplificação do processo de preparo da amostra para amostras de sedimento. Além disso, foram realizados ensaios comparativos com a metodologia atual de análise (contador proporcional) para validação da mesma.

2. METODOLOGIA

Um aspecto interessante da espectrometria gama é a habilidade para usar amostras que frequentemente requerem pouca, ou nenhuma, preparação radioquímica. Para materiais sólidos, incluindo solos e sedimentos, a amostra pode frequentemente ser diretamente colocada no porta-amostra após unicamente uma preparação básica (por exemplo: secagem ou peneiramento). Com a grande quantidade de amostras tipicamente usadas a homogeneidade das amostras é também facilmente obtida.

Para o ^{226}Ra e ^{228}Ra, construiu-se, respectivamente, curvas padrões com as seguintes atividades do urânio ou tório, em Bequerel (Bq): $0{,}00 < \text{atividade} \leq 5{,}00$. A faixa de trabalho para a atividade para a quantidade de amostra (25 gramas) é de 0,00/25 Bq g^{-1} a 5,00/25 Bq g^{-1}. A incerteza nos resultados é calculada como sendo o desvio padrão utilizando a equação da melhor curva obtida por estatística no ajuste dos pontos experimentais.

Escolheu-se o porta-amostra, Fig. 1, tipo placa de petri de dimensões 49x12 mm fabricadas em poliestireno cristalino, adequado às medições a serem feitas. Isto significa que o porta-amostra deve ser inerte à radiação gama, ter um volume adequado para a quantidade de amostra a ser medida e poder ser hermeticamente fechado impossibilitando a fuga do gás radônio produzido na reação de decaimento do urânio ou do tório. Para garantir o equilíbrio secular do gás radônio com seus filhos a amostra foi mantida neste porta-amostra por 30 dias antes de sua utilização na espectrometria gama. Todas as amostras foram preparadas no mesmo porta-amostra obtendo-se assim uma geometria de contagem similar.

Fig 1: Porta-amostras usados na determinação da concentração de atividade de ^{226}Ra e ^{228}Ra em amostras de sedimento.

O detector HPGe coaxial modelo 5019 tem uma eficiência nominal de 50% e é operado com um software Canberra Genie 2000 para aquisição e análise de radiação gama.

A atividade do ^{226}Ra foi determinada assumindo equilíbrio secular com seus filhos, ^{214}Pb e ^{214}Bi. Sendo que os principais picos do chumbo foram mascarados pelos picos do ^{123}Ba e eventos Compton, só os picos do ^{214}Bi em 609,32, 768,37e 1120,29 keV foram usados para determinação da atividade do ^{226}Ra. A atividade do ^{228}Ra foi determinada assumindo equilíbrio secular com seu filho ^{228}Ac. As amostras foram colocadas diretamente sobre o detector e foram medidas por 18000 segundos.

Para fins de validação da metodologia utilizando a técnica de espectrometria gama foram realizados ensaios comparativos entre as duas metodologias a espectrometria gama e a técnica de contagem proporcional. Foram analisadas oito amostras de sedimento do Programa de Monitoração Ambiental do CDTN relativas a duas coletas (Outubro de 2015 e Janeiro de 2016) e quatro diferentes pontos de amostragem [6].

Pelo método de contagem proporcional, a determinação de ^{226}Ra e ^{228}Ra nas amostras de sedimento foi realizada por digestão ácida, separação química e contagem, após crescimento de 30 dias para equilíbrio radioativo do radônio, em contador proporcional de fluxo de gás (Multi-detector Manual System – MDS / MPC-9604 subsystem da Protean Instrument Corporation – PIC). As atividades alfa total e beta total são determinadas e relacionadas com o conteúdo de Ra-226 e Ra-228, respectivamente, no precipitado de $Ba(Ra)SO_4$ [7].

3. RESULTADOS

A análise de ^{226}Ra e ^{228}Ra em sedimentos, via a otimização da técnica de espectrometria gama, mostrou-se adequada sendo relativamente rápida, barata e precisa. As amostras foram analisadas por HpGe e os resultados foram obtidos da análise de diferentes registros de diferentes espectros de amostras. Espectros da radiação de fundo *(background*) foram determinados utilizando um sistema de ventilação adequado para a eliminação da presença de radônio no ambiente do laboratório [7] e as intensidades dos principais picos subtraídos dos picos das amostras de sedimentos. Um número expressivo de espectros foi analisado considerando a formação do equilíbrio secular entre ^{226}Ra e seus filhos ^{214}Pb e ^{214}Bi para obtenção da sua concentração de atividade e equilíbrio secular entre ^{228}Ra e seu filho ^{218}Ac para a determinação de sua concentração de atividade.

Os resultados de ^{226}Ra e ^{228}Ra no sedimento dos ensaios comparativos, obtidos pela espectrometria gama e pela técnica de contagem proporcional, visando a validação da metodologia desenvolvida, estão apresentados nas Tab. 1 e 2:

Tab. 1: Resultados de Sedimento – Coleta de Outubro/2015

Amostra	Ra-226 – PIC Bq g^{-1}	Ra-226 – E. G. Bq g^{-1}	Ra-228 – PIC Bq g^{-1}	Ra-228 – E. G. Bq g^{-1}
10/007/042	0,05 ± 0,03	0,08 ± 0,10	0,20 ± 0,08	0,16 ± 0,07
10/007/043	0,06 ± 0,05	0,09 ± 0,10	0,20 ± 0,10	0,18 ± 0,07
10/007/045	0,05 ± 0,04	0,05 ± 0,10	0,11 ± 0,07	0,10 ± 0,07
10/007/051	0,09 ± 0,06	0,06 ± 0,10	0,09 ± 0,10	0,10 ± 0,07

Onde PIC = contagem proporcional
E. G.= espectrometria gama

Tab. 2: Resultados de Sedimento – Coleta de janeiro/2016

Amostra	Ra-226 – PIC Bq g^{-1}	Ra-226 – E. G. Bq g^{-1}	Ra-228 – PIC Bq g^{-1}	Ra-228 – E. G. Bq g^{-1}
10/007/042	0,03 ± 0,02	0,06 ± 0,10	0,18 ± 0,06	0,17 ± 0,07
10/007/043	0,05 ± 0,04	0,09 ± 0,10	0,19 ± 0,08	0,17 ± 0,07
10/007/045	0,05 ± 0,04	0,06 ± 0,10	0,12 ± 0,07	0,10 ± 0,07
10/007/051	0,07 ± 0,05	0,05 ± 0,10	0,10 ± 0,09	0,11 ± 0,07

Onde PIC = contagem proporcional
E. G.= espectrometria gama

Os resultados indicam que a concentração em atividade do ^{226}Ra e ^{228}Ra variaram, respectivamente, de 0,05 a 0,85 Bq g^{-1} e 0,09 a 0,19 Bq g^{-1} para as amostras de sedimento analisadas. A detecção destas atividades muito baixas foi possível porque foram utilizadas as facilidades disponíveis no laboratório para diminuir a contagem de fundo no caso da espectrometria gama através da ventilação do ambiente de contagem.

Para ^{226}Ra os resultados para espectrometria gama foram, praticamente, sempre maiores que aqueles para contagem proporcional. De acordo com Mauring et al.[8], o impacto de variações temporais na velocidade de contagem de certos picos provocados por variações no nível de radônio no laboratório é mais sério nas atividades calculadas nos picos para ^{214}Bi, os quais são usados para estimar a atividade de ^{226}Ra.

Já para ^{228}Ra os resultados para espectrometria gama foram, praticamente, sempre menores que aqueles para contagem proporcional. É interessante notar, que os resultados para a atividade do ^{228}Ra apresentam um erro menor quando consideradas as duas coletas na comparação dos dois métodos.

4. CONCLUSÃO

Foram realizados ensaios comparativos entre duas metodologias analíticas, com base nas técnicas de contagem proporcional e na espectrometria gama. Os resultados obtidos por ambas as metodologias para amostras de sedimentos apresentaram boa concordância nos valores de atividades considerando os baixos níveis de atividades estudados e limites de detecção de 0,001 Bq g^{-1} para ^{226}Ra e de 0,1 Bq g^{-1} para ^{228}Ra.

Os métodos foram comparados com respeito à exatidão, limites de detecção e tempo gasto para as determinações. Os métodos para ambos os radionuclídeos, ^{226}Ra e ^{228}Ra, concordam dentro da incerteza experimental, apresentam limites de detecção semelhantes e na espectrometria gama diminui-se o tempo e o custo da análise em relação à contagem proporcional.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao CDTN pelo suporte técnico ao trabalho desenvolvido.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] M. Kobler, W. Preube, W. Gleisberg, B. Schafer, I. T. Heinrich and B. Knobus, "Comparison of methods for the analysis of ^{226}Ra in Water Samples", Applied Radiation and Isotopes 61, pp. 387-392, (2002).

[2] C. M. Peixoto e V. M. F. Jacomino, "Programa de monitoração ambiental do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – Revisão 2008**"**. CNEN/CDTN, Belo Horizonte, Publicação CDTN-963, (2008).

[3] H. M. Diab and W. M. Abdellah, "Validation of ^{226}Ra e ^{228}Ra Measurements in Water Samples Using Gama Spectrometry analysis," Journal of Water Resource and Protection, Vol. 5, pp. 53-57, (2013).

[4] IAEA Analytical Quality in Nuclear Applications No. IAEA/AQ/19, "Analytical Methodology for the Determination of Radium Isotopes in Environmental Samples", International Atomic Energy Agency, Vienna (2010).

[5] W. C. Burnet and W. C. Tai, "Determination of Radium in Natural Waters by a Liquid Scintillation", Analytical Chemistry, Vol. 64(15), pp. 1691-1697, (1992).

[6] Peixoto, C. M. e Jacomino, V. M. F. "Programa de Monitoração Ambiental do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear", Publicação CDTN, 918, 2003.

[7] J. M. Godoy et al., "Development of a sequential method for the determination of ^{238}U, ^{234}U, ^{232}Th, ^{230}Th, ^{228}Th, ^{228}Ra, ^{226}Ra and ^{210}Pb in environmental samples," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 182(1), pp. 165–169 (1994).

[8] A. Mauring, T. Gafvert, T. B. Aleksandersen., "Implications for analysis of ^{226}Ra in a low-level gamma spectrometry laboratory due to variations in radon background levels," Apllied Radiation and Isotopes, Vol. 94, pp 54-59, (2014).

Id.: AP-26

ANÁLISE DE PLANEJAMENTOS DAS TÉCNICAS FIELD-IN-FIELD E CONFORMACIONAL 3D EM CAMPOS PARALELOS E OPOSTOS NA RADIOTERAPIA DE MAMA

André Lima de Souza Castro, Tarcísio Passos Ribeiro Campos

Departamento de Engenharia Nuclear (Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Pres. Antônio Carlos, 6627 - Pampulha, Belo Horizonte - MG, 31270-901)
radioterapia.andre@gmail.com

Palavras-Chave: Radioterapia, Mama, *Field-in-field*

RESUMO

A radioterapia (RxT) constitui uma das principais modalidades clínicas utilizadas para tratar neoplasias de mama, segundo tipo mais comum de tumores em mulheres. Os protocolos de tratamento frequentemente utilizam campos tangentes paralelos e opostos, conformacionais ou não, com filtros em cunha físicos ou dinâmicos. Dependendo da anatomia da mama, energia do feixe de fótons e técnica de irradiação empregada há probabilidade de complicações em tecidos sadios, principalmente a pele. Com o propósito de minimizar os efeitos adversos, é importante a avaliação do efeito de inomogeneidades de tecido e irregularidades de contorno associadas ao emprego de técnicas alternativas como o uso de campos *field-in-field* que modulam e otimizam a distribuição de dose aumentando a homogeneidade. O presente estudo tem como objetivo comparar índices de conformidade (IC), distribuição espacial e dados do histograma dose-volume em planejamentos tridimensionais (3D) de mama seguindo a técnica padrão de dois campos opostos-paralelos com filtros em cunha e a técnica *field-in-field*, com algoritmo de cálculo *collapsed cones* do sistema de planejamento de tratamento (TPS) CAT3D. A metodologia consistiu em simular as duas técnicas de planejamento fazendo uso de um conjunto de imagens de tomografia (TC) representativas de anatomias de mama usuais, tensão máxima geradora do feixe de fótons de 6 MV. Os parâmetros de análise serão comparados utilizando ferramentas matemáticas do TPS. Os resultados mostraram que a técnica *field-in-field* apresentou distribuição da dose absorvida e IC semelhante à técnica padrão. Conclui-se que a técnica *field-in-field* constitui uma alternativa importante na irradiação de mama se o uso de um número maior de campos de tratamento é viável.

1. INTRODUÇÃO

O câncer de mama é a neoplasia mais comum entre as mulheres no mundo, depois do câncer de pele não melanoma. Estima-se que no Brasil, até o final de 2016, surjam 57.960 novos casos de tumores de mama. O tratamento varia de acordo com o estadiamento da doença, suas características biológicas, e as condições do paciente, tais como: idade, status menopausal, comorbidades etc., podendo ser dividido em tratamento local por cirurgia ou radioterapia e tratamento sistêmico por quimioterapia, hormonioterapia ou terapia biológica [1].

A radioterapia tem sido amplamente utilizada como tratamento pós-cirúrgico complementar visando a prevenir recorrência local da doença [2]. Na irradiação total da mama usualmente são empregados um par de campos tangentes paralelos e opostos com ângulos de incidência que minimizam a dose absorvida em órgãos de risco como pulmões, coração e mama contralateral [3, 4]. A análise tridimensional dessa técnica mostrou a existência de grandes inomogeneidades de dose dentro do volume alvo devido à forma

da mama e à heterogeneidade de tecido introduzida pela presença do pulmão no campo de irradiação [5, 6]. Regiões recebendo baixas doses dentro do volume da mama e da parede torácica resultam em redução da probabilidade de controle tumoral e a magnitude desse efeito depende da quantidade de doença residual macro e microscópica. Por outro lado, regiões recebendo doses elevadas de radiação podem causar o aumento de morbidade tardia do tecido sadio como frequentemente ocorre na pele do paciente [7]. O ICRU-50 suplementado pelo ICRU-62 [8] sugere que para tratamentos 3D a dose dentro do PTV, do inglês *Planned Target Volume*, deve estar situada entre 95% e 107% da dose prescrita para que o tratamento evolua com uma boa resposta terapêutica.

Diversas técnicas de planejamento são utilizadas a fim de homogeneizar a distribuição de dose dentro do PTV. Em campos tangenciais paralelos e opostos os filtros em cunha convencionais ou dinâmicos são comumente aplicados para atenuar regiões com menos tecidos [9, 10]. Essa técnica alcança um nível de homogeneidade elevado quando a mama tem forma bem definida. No entanto, sua eficácia é limitada para irradiação de mamas mastectomizadas, mamas volumosas ou muito disformes [3]. Uma técnica de planejamento alternativa que pode ser usada para otimizar a distribuição de dose é o uso de campos segmentados, ou *field-in-field*. Essa técnica consiste na adição de subcampos de menor tamanho e peso, a fim de modular de forma simples, a intensidade da radiação e homogeneizar a distribuição de dose. Dessa forma, a probabilidade de complicações pode ser reduzida e um tratamento de melhor qualidade pode ser obtido [4].

O presente estudo tem como objetivo comparar os índices de conformidade, distribuição espacial e heterogeneidade da dose absorvida em planejamentos 3D de mama, seguindo a técnica padrão de dois campos opostos paralelos com filtros em cunha, codificada como F, e a técnica *field-in-field* com quatro campos (FIF), com algoritmo de cálculo *collapsed cones* do sistema TPS no CAT3D [11] em seções tomográficas representativas de situações anatômicas usuais.

2. METODOLOGIA

Foram selecionadas, randomicamente, cinco conjuntos de séries distintas de imagens de corte obtidas por TC para planejamento de RxT de mama, nomeados de S1, S2, S3, S4 e S5. As situações reproduziram anatomias usuais presentes em RxT de mama, descartando condições adversas como mastectomia e reconstituições cirúrgicas. Os volumes alvo clínico (CTV) e alvo planejado (PTV) foram delineados por um médico radio-oncologista. Os órgãos de risco (OAR) definidos nas imagens selecionadasforam coração e o pulmão unilateral adjacente à mama com proposta de irradiação.

O planejamento conformacional para a técnica padrão utilizou o software CAT3D da Mevis informática médica modelado para um acelerador linear de feixe de fótons com tensão máxima de 6 MV, colimadores multilâminas (MLC) de 1 cm de largura no isocentro, filtros em cunha físicos de 15º, 30º, 45º e 60º e algoritmo *collapsed cones* de correção de inomogeneidade de tecidos. Para o planejamento da técnica padrão foram definidos dois campos tangentes paralelos e opostos com angulação de gantry e colimador que minimizaram o volume irradiado dos OARs, com o uso de filtros em cunha. Para a conformação com o MLC utilizou-se em todos os planejamentos expansão anisotrópica definida com margens de 0,5 cm nas direções anterior, posterior, lateral direita, lateral esquerda e margem de 0,7 cm nas direções caudal e cranial. Os ângulos dos filtros em cunha foram selecionados especificamente em cada situação, de S1 a S5, priorizando homogeneizar a distribuição de dose dentro do PTV, conforme ilustram as Fig.1A e 1B. A percentagem requerida para a dose prescrita foi a isodose de 100%.

O planejamento conformacional 3D *field-in-field* foi realizado com os mesmos parâmetros descritos anteriormente para cada situação específica, de S1 a S5. Entretanto os filtros em cunha foram retirados e adicionados dois subcampos com pesos e conformações distintos que homogeneizaram a distribuição de dose e restringiram a percentagem de dose máxima dentro do PTV em 107% da dose prescrita no isocentro. A conformação dos subcampos foi realizada com a função *draw shield* que permite definir, manualmente, pelo físico, a posição do MLC objetivando proteger as regiões contendo curvas de isodoses com altos valores e, consequentemente, modular a intensidade de radiação distribuída no volume irregular da mama, Fig.1C e 1D. Os mesmos quatro campos na técnica *field-in-field* foram mantidos para fins de comparação entre esses planejamentos.

A qualidade dos planejamentos foi também avaliada pelo índice de conformidade (IC) que representa a relação entre um volume coberto por uma isodose de referência, adotado nesse estudo como a isodose de 98%, dita V98 e o volume alvo PTV; isto é, V98 significa o volume coberto pela isodose de 98%.

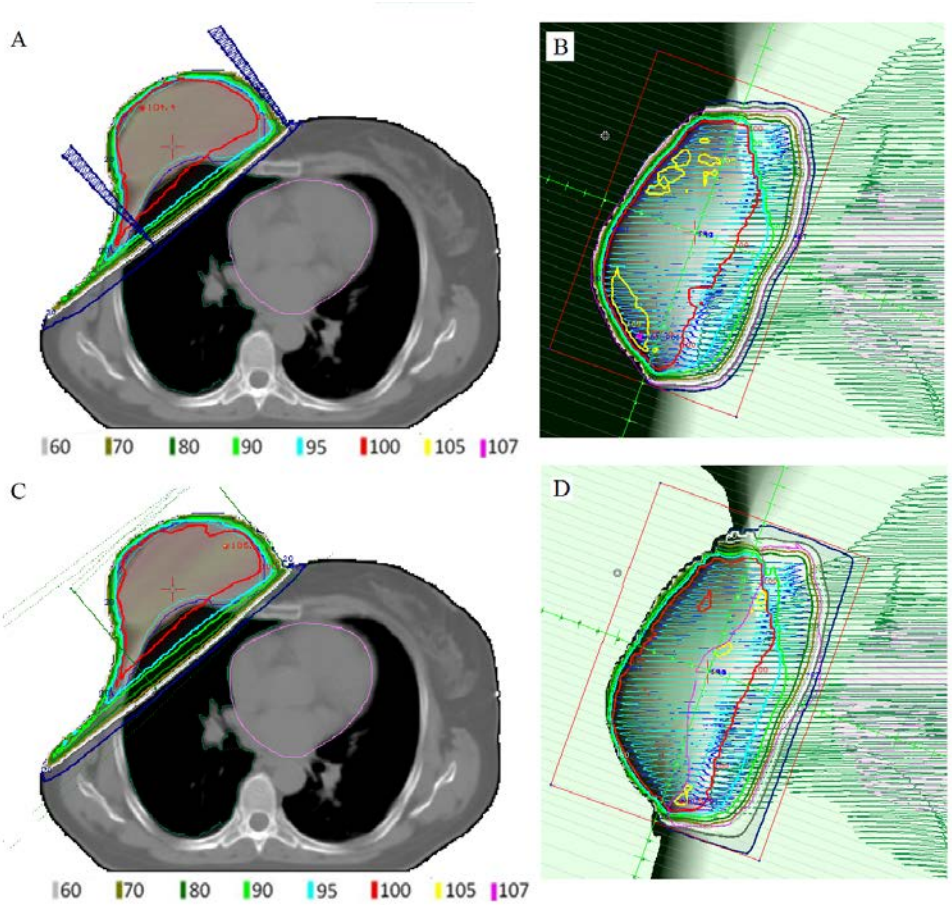


Fig. 1. (A) Curvas de isodose no plano axial do planejamento da técnica padrão com filtros em cunha e (B) disposição do MLC para o respectivo plano. (C) Curvas de isodose de plano axial do planejamento da técnica *field-in-field* e (D) disposição do MLC para o subcampo do respectivo plano.

3. RESULTADOS

A distribuição espacial das curvas de isodose no PTV geradas nos planejamentos em F e FIF apresentaram isocurvas com topologia equivalente nos casos correspondentes. Dados quantitativos do histograma dose versus volume mostraram doses pontuais máximas no volume alvo planejado de 107% em todos os planejamentos enquanto as doses mínimas situaram-se entre 36% e 48% do valor da dose prescrita. Essas últimas são atribuídas, principalmente, à região de desequilíbrio eletrônico na superfície da mama e ao desequilíbrio eletrônico próximo à parede torácica causada pela inomogeneidade do pulmão. Apesar disso, os histogramas dose-volume indicaram cobertura adequada do volume alvo planejado excedendo o parâmetro mínimo V95 ≥ 95% [8], ou seja, 95% ou mais do volume do órgão recebeu 95% da dose.

As percentagens de dose mais provável e de dose média no PTV para as duas técnicas de planejamento tiveram diferenças máximas de 2% e 1%, respectivamente. As doses absorvidas nos órgãos de risco não apresentaram diferença substancial entre as técnicas de tratamento, ademais os valores encontrados situam-se bem abaixo dos limites de referência, definidas no ICRU-50 [8].
A Tab.1 apresenta dados obtidos nos histogramas dose-volume referentes a S1-S5 para os planejamentos F e FIF.

Tab. 1. Dados do histograma dose-volume para os planejamentos F e FIF.

Parâmetro		**Volume mm^3**		**Dose máxima**		**Dose mínima**		**Dose media**		**Dose modal %**	
Imagem	**Volume**	F	FIF	F	FIF	F	FIF	F	FIF	F	FIF
	CTV	393	393	107	107	79	79	101	102	102	104
	PTV	479	479	107	107	34	35	101	102	101	102
S1	Pulmão	1267	1267	101	103	0	0	14	15	1	1
	Coração	506	506	4	6	0	0	0	1	0	0
	V98%	563	612	-	-	-	-	-	-	-	-
	CTV	533	533	107	107	77	78	101	101	103	101
	PTV	627	627	107	107	45	45	101	101	103	101
S2	Pulmão	1489	1489	102	102	0	0	13	16	1	1
	Coração	673	673	4	6	0	0	1	1	1	1
	V98%	631	691	-	-	-	-	-	-	-	-
	CTV	446	446	107	107	75	77	101	101	102	102
	PTV	535	535	107	107	47	48	101	101	102	102
S3	Pulmão	781	781	102	99	0	0	5	6	1	1
	Coração	434	434	99	98	0	0	4	5	1	1
	V98%	546	588	-	-	-	-	-	-	-	-
	CTV	220	220	107	107	67	67	98	99	103	104
	PTV	277	277	107	107	40	41	99	100	101	103
S4	Pulmão	1513	1513	102	102	0	0	12	14	1	1
	Coração	665	665	5	16	0	0	1	1	0	0
	V98%	282	271	-	-	-	-	-	-	-	-

	CTV	333	333	107	107	54	55	102	103	103	104
	PTV	533	533	107	107	36	37	94	95	103	104
S5	Pulmão	1299	1299	101	100	0	0	8	9	1	1
	Coração	524	524	5	8	0	0	1	1	0	1
	V98%	490	527	-	-	-	-	-	-	-	-

A Tab.2 apresenta o volume médio do PTV, o volume médio coberto pela isodose de 98% e o índice de conformidade médio (IC) para os planejamentos F com filtros em cunha e FIF. O planejamento é considerado ótimo quando IC é próximo da unidade. Isso significa que a isodose de referência contorna adequadamente o volume alvo.

Tab. 2. Parâmetros médios do volume PTV e V98 e calculo do IC médio para as técnicas F e FIF.

Parâmetro	**Volume médio PTV (mm^3)**	**V98 médio (mm^3)**	**IC médio**
F	490,2	502,4	1,025
FIF	490,2	537,8	1,097

4. CONCLUSÃO

A possibilidade de visualizar tridimensionalmente a dose absorvida permite a inserção de subcampos capazes de alcançar um grau de homogeneidade adequadamente elevado em substituição aos filtros em cunha tradicionais. Os dados quantitativos de análise da técnica *field-in-field* apresentaram resultados similares aos da técnica padrão. Em particular, as distribuições espaciais de dose em S1 a S5 nas duas técnicas foram similares. Os valores de percentagens de dose média e modal apresentaram uma diferença entre 1% e 2%, respectivamente, coincidindo com a percentagem de dose prescrita, e os índices de conformidade foram próximos a unidade em ambas as técnicas. Não foi observado vantagem de uma técnica sobre a outra nas situações avaliadas, muito provavelmente devido às características anatômicas comuns das mamas estudadas. As cinco situações selecionadas incluíram imagens tomográficas de mamas com aspecto uniforme, simétrico, onde não havia nenhuma subtração ou reconstituição de tecido . O uso da técnica de planejamento *field-in-field* é consolidado na radioterapia e deve ser considerado em situações clínicas sempre que o índice de conformidade for insuficiente e o grau de heterogeneidade for considerado inaceitável.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem o suporte financeiro do *Conselho Nacional de Desenvolvimento da Pesquisa* - CNPq [456719/2013-0 REBRAT-SUS]; do CNPq/PIBIC pela cota de iniciação científica, da *Fundação de Pesquisa do Estado de Minas Gerais* - FAPEMIG - Universal [FAPEMIG - 18565 FAPEMIG] e *Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior* - CAPES. Os autores agradecem a empresa MEVIS Informática Médica por disponibilizar as ferramentas computacionais ao grupo de pesquisa NRI – Núcleo de Radiações Ionizantes da UFMG.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] www.inca.gov.br

[2] J.W. Lee et al., "Performance evaluation of field-in-field technique for tangential breast irradiation", Jpn J Clin Oncol, Vol. 38, pp. 158–163 (2008).

[3] N. Fournier-Bidoz et al., "Technique alternatives for breast irradiation oncology: Conventional radiation therapy to tomotherapy", J Med Phys, Vol. 34, pp. 149-152 (2009).

[4] S.H. Levitt et al., "Technical basis of radiation therapy". 4ª ed., Berlin, Ed. Springer (2006).

[5] T.A. Buchholz et al., "Dosimetric analysis of intact breast irradiation in off-axis planes". Int J Radiat Oncol Biol Phys, Vol. 39, pp. 361–367 (1997).

[6] A.J. Neal et al., "Correlation of breast heterogeneity with breast size using 3D CT planning and dose volume histograms", Radiother Oncol, Vol. 34, pp. 210-218 (1995).

[7] Z. Stefanovski et al., "Advantages of the technique with segmented fields for tangential breast irradiation", Proceedings of the Third Conference on Medical Physics and Biomedical Engineering, pp.75-78, Skopje, 18-19 outubro (2013)

[8] International commission on radiation units and measurements, "Prescribing, recording and reporting photon beam therapy (Supplement to ICRU Report 50)", ICRU Report 62, Maryland (1999).

[9] A. Aref et al., "Dosimetric improvements following 3D planning of tangential breast irradiation, Int J Radiat Oncol Biol Phys, Vol. 48, pp. 1569–1574 (2000).

[10] F.M. Khan, "Treatment planning in radiation oncology". 3ª ed.,Philadelphia, Ed. Lippincott Williams & Wilkins (2007).

[11] www.mevis.com.br

Id.: AP-27

USO DO RADÔNIO COMO INDICADOR DE CONTAMINAÇÃO POR NAPLs

Sarah Andresa Bonfim[1], Zildete Rocha[2], Ângela Fortini Macedo Ferreira[1]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais – Departamento de Engenharia Nuclear
(UFMG, Av. Presidente Antônio Carlos, 6627 – Escola de Engenharia, Bl 4)
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – Serviço de Meio Ambiente
(CDTN, Av. Presidente Antônio Carlos 6627 – Campus UFMG)

sarah_andresa@hotmail.com

Palavras-Chave: contaminação, solo, radônio, NAPLs

RESUMO

Em áreas de postos de gasolina, refinarias e instalações militares a ocorrência de contaminação do solo por NAPLs (Non-Aqueous Phase Liquid) é frequente e geralmente está associada a vazamentos de combustíveis. Um levantamento realizado pela Fundação Estadual do Meio Ambiente (FEAM) em 2015 mostra que o maior número de locais contaminados no estado de Minas Gerais corresponde a postos de combustíveis incluindo o comércio varejista e distribuidores de gasolina, álcool e diesel. O alto custo e dificuldades tecnológicas associadas à remediação de solos e aquíferos contaminados propulsionam o desenvolvimento de metodologias de análise de contaminação por derivados de petróleo, viabilizando a minimização dos impactos gerados e potencializando a avaliação de áreas degradadas por meio de análises de risco como ferramenta para a tomada de decisão. A utilização de radônio como um traçador natural para identificação de áreas contaminadas por plumas de NAPLs é uma técnica rápida, de baixo custo, pouco invasiva e não destrutiva e, por isso, importante de ser estudada e aprimorada. Sabe-se que o radônio apresenta maior solubilidade em NAPLs, que acumulam o gás radônio presente nos poros do solo levando à redução da concentração desse gás em áreas contaminadas. Considerando, portanto, os valores mínimos de radônio em determinada área, pode-se identificar, de forma indireta, provável presença de plumas de NAPLs. Este trabalho tem por objetivo realizar um levantamento do estado da arte da utilização do radônio para a identificação de áreas contaminadas por NAPL.

1. INTRODUÇÃO

Em áreas de postos de gasolina, refinarias e Instalações Militares a ocorrência de contaminação do solo com hidrocarbonetos como NAPLs (Non-Aqueous Phase Liquids) é muito comum e, frequentemente, está associada a vazamentos de combustíveis. Dados publicados recentemente pela FEAM indicam que cerca de 73% das áreas contaminadas no estado de Minas Gerais, são áreas de postos de combustíveis[1]. No Brasil, as avaliações de riscos das áreas contaminadas por vazamentos de combustíveis são realizadas, principalmente, com base na metodologia ACBR (Ações Corretivas Baseada no Risco), que foi adaptada da norma norte americana ASTM E1739 – 95 [2].

Devido à sua baixa solubilidade em água, NAPLs residuais podem ser fontes, em longo prazo, para dissolução de contaminantes nas águas subterrâneas. Para o planejamento de medidas de remediação em locais de contaminação por NAPL, uma adequada identificação da distribuição de NAPLs no subsolo é necessária. O radônio apresenta uma forte afinidade com NAPLs devido sua afinidade por subtância orgânica como benzeno, tolueno, octano, entre outras. Baseado neste fato, Hunkeler *et al.* (1997)

aplicaram pela primeira vez radônio-222 como marcador de ocorrência natural para detectar a contaminação por diesel em aquíferos [3]. Schubert *et al*. (2005) determinaram a distribuição de radônio-222 nos gases do solo em um aeródromo militar abandonado e poluído com combustível diesel [4]. A aplicabilidade do radônio como indicador de um local contaminado por NAPLs residuais em posto de gasolina abandonado como fonte de contaminação do aquífero também foi confirmada nos trabalhos citados.

Na presença de NAPLs, a concentração ^{222}Rn nas águas subterrâneas é substancialmente reduzida já que o radônio dissolve preferencialmente na fase dos NAPLs. Partindo do princípio de que a concentração de ^{226}Ra e a distribuição de tamanhos de grãos de poros é homogênea na matriz do aquífero, a atividade do ^{222}Rn em águas subterrâneas contaminadas por NAPLs seria menor do que nas áreas não contaminadas. Quando a extensão do aquífero investigado é grande, no entanto, a concentração do rádio da matriz do aquífero pode não ser homogênea. A distribuição espacial do ^{226}Ra no aquífero e, fatores como porosidade, densidade, permeabilidade e distribuição de tamanhos de grãos da matriz, devem ser levados em consideração quando o ^{222}Rn for utilizado para detecção residual de NAPLs [5].

2. ESTADO DA ARTE

2.1. Radônio

O ^{222}Rn é um gás nobre radioativo pertencente a série de decaimento natural do ^{238}U e produzido a partir do decaimento alfa do ^{226}Ra. A existência de rádio em praticamente todo material mineral permite a constante produção de radônio em todo solo ou matriz de aquíferos. Assim, o radônio é um gás passível de ser encontrado em todos os terrenos. A emanação do gás, que significa sua passagem da fase sólida para os interstícios, acontece devido ao recuo oposto ao da partícula alfa no momento do decaimento do rádio ou por difusão e, a razão entre o número de átomos de radônio emanados da matriz do mineral e o total de átomos de radônio produzidos é chamada de coeficiente de emanação (ε) [4].

Apesar da ubiquidade do radônio, sua concentração de atividade se distribui espacialmente segundo características litológicas, pedológicas e geoquímicas da área, sendo assim, variação significativa de concentração de um dado lugar que não esteja ligada à essas características pode ser um indicador de processos ou condições fora do padrão natural, um exemplo é a contaminação do solo por NAPLs [4].

A concentração de Rn nos gases do solo (C_∞) na Região Metropolitana de Belo Horizonte geralmente está entre 10 e 120 kBq.m^{-3} [6], nos solos secos essa concentração depende dos valores de atividade do rádio (A_{Ra}) e ε, bem como da porosidade (n) e da densidade aparente da matriz do mineral (ρ_d), como mostrado na Eq. 1[4].

$$C \propto C_\infty = \frac{\varepsilon . A_{Ra} . \rho_d}{n} \quad (1)$$

2.3. O radônio como indicador da presença de NAPLs

O radônio pode ser utilizado como traçador para identificar contaminação por NAPLs, pois, devido sua maior solubilidade nessa fase do que em água ou no próprio solo, permite identificar locais contaminados por NAPLs. Ao se localizar áreas contaminadas observa-se que o radônio segue um padrão de

distribuição nesse local, porém, na zona de contaminação sua concentração é extremamente inferior a identificada ao seu redor, o que permite a delimitação dessa zona.

Para melhor compreender o uso do radônio como indicador de áreas contaminadas por NAPLs, quatro diferentes figuras apresentadas por SEMPRINI *et. al* podem ser analisadas (Fig. 1) [7]. As Figuras são gráficos de concentração de Rn em aquífero versus a distância até a zona contaminada para diferentes graus de saturação residual (Fig.1: a), para diferentes velocidades da água subterrânea a um grau de saturação residual de 4.5% (Fig.1: b), para diferentes comprimentos da zona de contaminação por NAPLs (Fig.1: c) e para diferentes porosidades do aquífero (Fig.1: d). As características do comportamento da concentração de radônio são similares em água e solo.

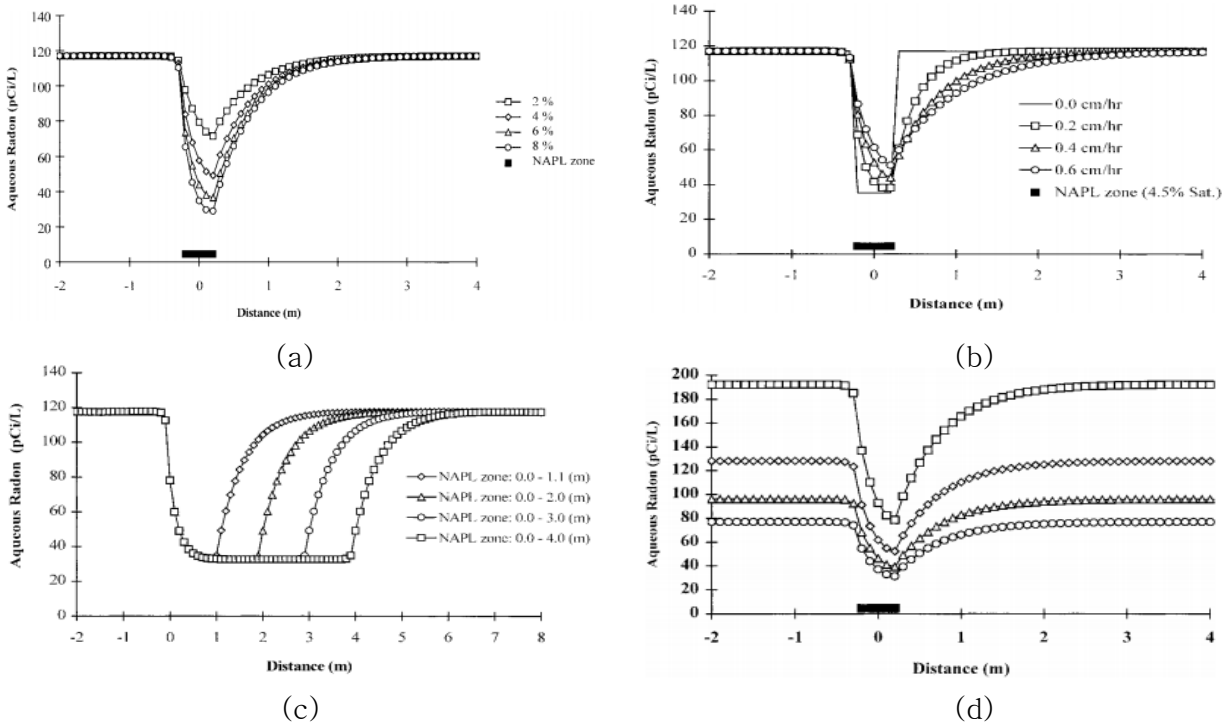


Fig. 1. Gráficos de concentração de Rn no aquífero em relação a distância até a zona contaminada para vários graus de saturação residual (Fig.1: a), a diferentes velocidades da água subterrânea com saturação residual de 4.5% (Fig.1: b), a diferentes comprimentos da zona de contaminação (Fig.1: c) e a diferentes porosidades do aquífero (Fig.1: d) [7].

Na Fig. 1: (a) a concentração de Rn, que está em equilíbrio com a emanação do mesmo pela matriz do aquífero, na ausência de contaminação por NAPL é máxima, por outro lado, próximo da zona de contaminação por NAPL a concentração decresce sendo mínima no centro da pluma e para maior valor de saturação. Na Fig. 1: (b), para valores de saturação residual de 4.5%, observa-se uma relação entre a velocidade da água subterrânea e a concentração de radônio. Ainda existe uma diminuição considerável da concentração de Rn na zona de contaminação por NAPL, porém quanto maior a velocidade da água subterrânea menos intensa é essa queda [7].

Na Fig. 1: (c), que demonstra a concentração do radônio em função do comprimento da zona de NAPL, observa-se a forte relação entre a zona de contaminação e a concentração de Rn, nota-se que independente do tamanho da zona de NAPL um déficit máximo de concentração de Rn é sustentado em toda sua

extensão. Na Fig. 1: (d) pode-se concluir como as mudanças de porosidade podem afetar a concentração de Rn, quanto menor a porosidade maior a concentração de Rn no aquífero [7].

2.2. Coeficientes de partição

O método para se utilizar o Rn como um traçador natural é baseado no coeficiente de partição desse gás nas fases aquosas, de NAPLs e nos gases do solo. Observa-se que o gás radônio apresenta melhor solubilidade em NAPLs do que em água, apresentando maior coeficiente de particionamento nesse meio. Quando NAPL está presente nos poros do solo e na água subterrânea, a equação de equilíbrio da concentração de radônio se altera passando a ser representada pela Eq. 2:

$$C_{SG}.S_{SG} + C_{NAPL}.S_{NAPL} + C_w.S_w = \frac{\varepsilon.\ A_{Ra}\cdot\rho_b}{n} \quad (2)$$

Onde C_{SG}, C_{NAPL} e C_w são as concentrações de Rn nos gases do solo, em NAPL e em água, respectivamente, e S_{SG}, S_{NAPL} e S_w são as saturações do radônio nos gases do solo, em NAPL e água, respectivamente [7].

Para assumir uma partição do radônio linear entre as fases de NAPL e água, água e gases do solo e NAPL e gases do solo tem-se o coeficiente de partição sendo calculado por:

$$K_{NAPL/w} = \frac{C_{NAPL}}{C_w} \quad (3)$$

Onde $K_{NAPL/w}$ é o coeficiente de partição do radônio entre NAPL e água, no caso dos demais coeficientes de partição tem-se $K_{w/SG}$ para o coeficiente de partição do radônio entre água e os gases do solo, $K_{NAPL/SG}$ para o coeficiente de partição do radônio entre NAPL e os gases do solo e assim por diante. C_w é a concentração de radônio no estado estável na água na presença de NAPL. Considerando as equações anteriores tem-se que para a concentração do radônio em equilíbrio nos gases do solo a equação a ser considerada é a Eq. 6 se somente se considera NAPLs e gases do solo, porém se o aquífero também é considerado a Eq. 7 deverá ser considerada [4] [7]:

$$C_\infty = \frac{\varepsilon.A_{Ra}.\rho_d}{n.(1-S_{NAPL}+K_{NAPL/SG}.S_{NAPL})} \quad (4)$$

$$C_\infty = \frac{\varepsilon.A_{Ra}.\rho_d}{n.(1-S_{NAPL}+K_{NAPL/w}.S_{NAPL})} \quad (7)$$

onde S_{NAPL} é o fluido nos poros.

Para o modelo apresentado a concentração de radônio na água está em equilíbrio secular com sua emanação a partir da matriz do aquífero e de acordo com características geológicas da área. Assim reduções significativas das concentrações em relação aos valores de referência são atribuídas a contaminação, dado que a área contaminada apresenta mesmas características das áreas de referência.

3. METODOLOGIA

Após realizar o levantamento de áreas possivelmente contaminadas junto a Secretaria de Meio Ambiente de Minas Gerais, serão realizadas diversas medidas da concentração de radônio nos gases do solo em todo

o terreno estudado, de modo que se possa traçar o padrão de distribuição do radônio na área estudada. As medidas serão realizadas com a utilização do equipamento *AlphaGUARD*, que é um medidor de partículas alfa com um detector do tipo câmara de ionização pulsada, na qual um volume de ar é ionizado pelas partículas alfa do radônio. Esse equipamento além da medida das partículas alfa, permitindo a quantificação do radônio, também é capaz de determinar parâmetros físico-químicos como temperatura, umidade e pressão [6].

Para medida do radônio nos gases do solo, uma sonda é inserida a 0,7 metros de profundidade e o gás do solo é sugado para o interior do *AlphaGUARD* em um fluxo contínuo de ar, permitindo que esse ar seja sugado por um capilar para o detector em circuito aberto. A medição é realizada por cerca de 10 minutos o que permite registrar a concentração do radônio total em $Bq.m^{-3}$. Após desligamento da bomba que suga o ar para dentro do equipamento, esse permanece ligado por mais 10 minutos para continuar a contagem até que o torônio (isótopo do radônio da série do ^{232}Th) desapareça permitindo a medição apenas do ^{222}Rn [6].

Além da contaminação do solo é comum a contaminação por NAPLs de águas subterrâneas, dessa forma, no caso da área estudada ter a presença de aquíferos eles também deverão ser estudados. Para análise da água subterrânea amostras devem ser coletadas com auxílio de bomba, deve-se coletar de modo que os frascos utilizados sejam totalmente preenchidos pela amostra e então vedados [8]. Esta coleta segue procedimento especial de modo a evitar contato da amostra com o ar e consequente perda do radônio.
Novamente a técnica utilizada para análise do radônio é a medida de suas partículas alfa emitidas, pode-se utilizar o *AlphaGUARD* equipado com uma unidade apropriada (Aquakit); a montagem consiste em uma câmara de ionização que mede radônio após este ser desgaseificado da amostra em sistema consistindo em dois recipientes de vidro [8].

4. CONCLUSÃO

Após o levantamento dos dados para a construção deste estado da arte pode-se concluir que o estudo de áreas contaminadas por NAPLs é de grande relevância uma vez que esse tipo de contaminação é um problema real do cotidiano de diversas indústrias, postos de combustível, bases militares, dentre outros. Um plano efetivo de remediação e de avaliação dos riscos nessas áreas é possível caso se conheça a exata localização da zona contaminada e a quantificação dos NAPLs, que é importante para redução dos custos. NAPLs presentes nos aquíferos (plumas de NAPLs) são mais facilmente identificados por uma simples amostragem da água e sua análise, no entanto a contaminação do solo é mais difícil de ser identificada, principalmente, devido sua distribuição irregular no terreno. Ao se utilizar do padrão de distribuição do radônio no solo pode-se localizar e dimensionar as zonas contaminadas por NAPLs e, também nos aquíferos, permite uma boa estimativa do grau de contaminação. Esse padrão de distribuição está diretamente relacionado com a parcela dos espaços porosos ocupados pelo NAPL residual, com o coeficiente de distribuição do radônio para NAPL específico e água e, com a temperatura, que irá interferir diretamente na solubilidade dos componentes em questão.

AGRADECIMENTOS

- Ao Departamento de Engenharia Nuclear – DEN/UFMG por permitir a realização do mestrado.
- À Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG) pela concessão da bolsa de mestrado.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] http://feam.br/declaracoes-ambientais/gestao-de-areas-contaminadas

[2] Barbosa, Eder Queiros. "Radônio como indicador de contaminação de solos por hidrocarbonetos." (2013): 120-f.

[3] Hunkeler, Daniel, et al. "222Rn as a partitioning tracer to detect diesel fuel contamination in aquifers: laboratory study and field observations."*Environmental science & technology* 31.11 (1997): 3180-3187.

[4] Schubert, M. "Using radon as environmental tracer for the assessment of subsurface Non-Aqueous Phase Liquid (NAPL) contamination–A review." *The European Physical Journal Special Topics* 224.4 (2015): 717-730.

[5] Fan, K., et al. "Radon distribution in a gasoline-contaminated aquifer."*Radiation measurements* 42.3 (2007): 479-485.

[6] Lara, Evelise, et al. "Radon soil gas: relations to the permeability, 226 Ra activity concentration and pedologies of metropolitan region of Belo Horizonte, MG, Brazil". 2014.

[7] Semprini, L., et al. "Laboratory, Field and Modeling Studies of Radon-222 as a Natural Tracer for Monitoring NAPL Contamination." *Transport in Porous Media* 38.1-2 (2000): 223-240.

[8] Galhardi, J. A. "O 222Rn em área contaminada por hidrocarbonetos na região de Santa Bárbara D'Oeste (SP)." (2012): 131-f.

Id.: AP-28

NANOESTRUTURAÇÃO SOL-GEL DO ÓXIDO PRECURSOR MISTO DE U/Gd E SEU USO NA FABRICAÇÃO DE PASTILHAS DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR (U,0-10%Gd)O_2

Lucas Gabriel F. Inácio[1], Luciana S. Ribeiro[1], Alisson F. C. Brandão[1], Edilaine F. Silva[1], Felipe W. F. Oliveira[1], Yara S. Pereira[1] e Armindo Santos[1]

[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN)
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627
31270-901 Belo Horizonte, MG
lucas.inacio@cdtn.br

Palavras-Chave: Nanoestruturação, Sol-gel, (U,Gd)O_2, Sinterização, Combustível nuclear

RESUMO

Neste trabalho, demonstramos que a nanoestruturação sol-gel dos óxidos precursores de U e Gd possibilita obter pastilhas do combustível nuclear (UO_2-(0-10%)%Gd_2O_3) com a densidade desejada (95% densidade teórica (DT); sendo a DT de UO_2 10,96 g/cm^3, 7,41 g/cm^3 de Gd_2O_3 e 10,61 g/cm^3 de UO_2-10%Gd_2O_3) para uso em reatores nucleares do tipo PWR (Pressurized Water Reactor). Exploramos três maneiras distintas de introduzir o Gd na matriz do UO_2. Na primeira, uma transformação sol-gel permitiu obter microesferas com 480 ± 19 µm de diâmetro, nas quais o U e o Gd foram misturados a nível molecular. As pastilhas provenientes destas microesferas atingiram níveis de densificação entre 89-98% DT (9,44 - 10,40 g/cm³) a 1677 °C/H_2/4 h, em função dos teores crescentes de Gd. Na segunda, usamos a abordagem industrial convencional de obter pós de UO_2 (sintetizado via sol-gel; tamanho de partícula <37 µm) e de Gd_2O_3 (aquisição comercial; tamanho de partícula <37 µm), misturá-los e obter pastilhas com teor de 6% de Gd. A densificação máxima atingida foi de 91% DT a 1677 °C/H_2/4 h. Na terceira maneira, mostramos que a cristalização de camadas óxidas de 10% Gd_2O_3 na superfície de pós de UO_2 (sintetizados via sol-gel; tamanho de partícula <37 µm) propiciou a obtenção de pastilhas com densidade de 93% DT a 1625 °C/H_2/4 h. Portanto, a nanoestruturação via coprecipitação de U e Gd ou via cristalização de camada óxidas de Gd é uma boa estratégia para favorecer o processo de densificação das pastilhas de UO_2-(0-10%)%Gd_2O_3.

1. INTRODUÇÃO

A pesquisa e desenvolvimento de novos conceitos de reatores sempre considerou a necessidade de melhorar continuamente o desempenho do reator através da extensão do ciclo de queima ou do aumento do desempenho do combustível. Entre as opções viáveis, uma delas é adicionar o absorvedor de nêutrons dentro da própria vareta de combustível nuclear, constituinte do elemento combustível, sendo o óxido de gadolínio, Gd_2O_3, com teores entre 6 e 10 % em peso. Um típico veneno queimável absorvedor de nêutrons [1]. A tecnologia de fabricação desse tipo de combustível nuclear para reatores do tipo PWR já está bem estabelecida pela indústria, só que ela enfrenta dificuldades referentes aos efeitos da mistura mecânica dos pós, como por exemplo, a formação de uma estrutura de poros grosseira, com diâmetros

grandes e difíceis de serem eliminados no processo de sinterização; dificuldade de distribuir homogeneamente o gadolínio na rede do UO_2; e baixos níveis de densificação das pastilhas [1-5].
Estas dependências permitem que sejam estudadas novas rotinas de fabricação, visando a melhoria na obtenção de combustível nuclear (UO_2-Gd_2O_3).

Essencialmente, as rotinas de fabricação propostas neste trabalho diferem da rotina industrial apenas no procedimento de obtenção do composto de urânio-gadolínio. Nelas, a mistura dos óxidos de U e Gd é feita a um nível molecular via processo sol-gel.

A rotina sol-gel consegue resolver o problema de densificação das pastilhas de UO_2-Gd_2O_3. Porém, a resistência à mudança da rotina industrial se baseia em argumentações dos tipos: - a rotina industrial via mistura de pós é simples e está consolidada; e - a rotina sol-gel produz uma grande quantidade de rejeitos líquidos que requer tratamento adicional, encarecendo o processo de produção das pastilhas combustíveis de UO_2-Gd_2O_3 [1].

Estas argumentações abrem espaço para novas abordagens de obtenção das pastilhas de UO_2-Gd_2O_3 que preservem a essência da rotina industrial via mistura mecânica de pós, sem causar problemas de densificação nas pastilhas sinterizadas de UO_2-Gd_2O_3 e sem gerar rejeitos líquidos.

Neste trabalho, comparamos as três modalidades de adição do Gd e o impacto resultante tanto na distribuição homogênea do Gd quanto na microestrutura e no nível de densificação nas pastilhas de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3.

2. METODOLOGIA

2.1. Obtenção do Material (Pós, Microesferas, Pastilhas) Nuclear

A obtenção do material para a realização desse trabalho é exemplificado no pictograma da Fig. 1.

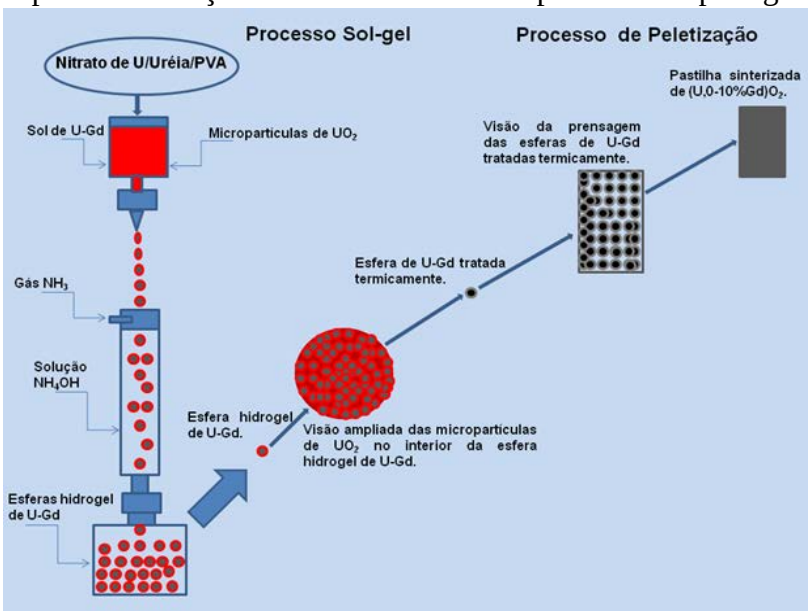


Fig. 1. Pictograma dos processos sol-gel e de peletização usados na fabricação do combustível nuclear UO_2-(0-10%)Gd_2O_3.

Nas três metodologias, o teor de metal pesado (MP) foi mantido em 200 gMP/L, com variações dos teores de U e de Gd de acordo com as porcentagens em peso de Gd projetadas (0, 2, 4, 6 e 10% Gd_2O_3).

2.1.1 Rotina Industrial

Na pesquisa realizada sobre a metodologia industrial [1,2], logo após a calcinação e redução do pó de $UO_3.xH_2O$-0%GdOOH que resulta em UO_2. Há a mistura física com pó de Gd_2O_3 comercial previamente calcinado a 600 °C/24h/ar. Após a mistura do UO_2 e Gd_2O_3, foi iniciado o processo de peletização, no qual 2 g da mistura foram prensadas em uma prensa hidráulica com pressão de compactação de 4 ton/cm^2 e matriz de 11 mm. Após a obtenção das pastilhas à verde, as mesmas foram sinterizadas em forno tubular a 1677 °C/4 h/H_2 analítico.

2.1.2 Rotina Sol-Gel

A rotina de obtenção das micropartículas (microesferas e pós) de oxihidróxido de $UO_3.xH_2O$-(0-10)%GdOOH é feita via processo sol-gel (Fig. 1) [6,7]. Basicamente ela consiste dos seguintes passos: preparação de uma dispersão coloidal, na qual são misturadas a solução de nitrato de uranilo (200, 196, 192, 188 ou 180 gU/L) com a solução de nitrato de gadolínio (0, 4, 8, 12 ou 20 gGd/L); uréia (0 ou 240 gCH_4N_2O/L); nitrato de amônio (0 ou 196 gNH_4NO_3/L); álcool polivinílico (0 ou 15 gPVA/L); etanol (0 ou 57 gCH_3CH_2OH/L); neutralização da solução coloidal com NH_3 e com solução NH_3 min. 25%; envelhecimento dos aglomerados gelatinosos de oxihidróxidos de U-Gd; e lavagem com água deionizada para eliminar subprodutos da reação química. As micropartículas do pó foram obtidas sem PVA.

2.1.3 Rotina Mista

Baseada nas rotinas pesquisadas [1,2,4-6], foi colado em uma placa de Petri foram acrescentadas as micropartículas (pó) de $UO_3.xH_2O$-0%GdOOH (200 gU/L) secas previamente a 100 °C, nitrato de gadolínio (equivalente a 10% de Gd_2O_3) e água deionizada até a formação de uma lama; a dispersão grosseira resultante foi aquecida a 200 °C até total evaporação da água e crescimento de camadas coerentes do oxihidróxido de Gd (GdOOH) nas superfícies internas e externas do aglomerado de nanopartículas, constituintes das referidas partículas de $UO_3.xH_2O$-0%GdOOH.

2.1.4 Tratamento térmico e peletização

Os aglomerados (pós e microesferas) de $UO_3.xH_2O$-(0-10)%GdOOH das três rotinas de fabricação foram calcinados a 600 °C por 24h ou a 900 °C por 3h em um forno tipo mufla [7]. Em seguida, as amostras passaram pelos processos de redução e passivação. O processo de redução ocorreu em forno tubular a 600 °C/4 h, em botes de molibdênio, sob atmosfera redutora de H_2; na sequência, realizou-se o processo de passivação, no qual as amostras foram resfriadas lentamente até a temperatura ambiente sob o fluxo de CO_2 comercial. Após a redução/passivação, foi iniciado o processo de peletização (prensagem e sinterização), como mostrado na Fig. 1, no qual 2g de microesferas ou de pós (sem utilização de aglomerantes) foram prensadas em uma prensa hidráulica com pressão de compactação de 4 ton/cm^2, usando uma matriz com 11 mm de diâmetro. Após a obtenção de pastilhas à verde, estas foram sinterizadas em forno tubular a 1677 °C/4 h/H_2 analítico; placas de molibdênio foram usadas como bote

de sinterização, permitindo um arranjo em camadas de pastilhas combustíveis devidamente espaçadas entre si.

3. RESULTADOS

3.1 Pastilhas Combustíveis de UO_2-6%Gd_2O_3 Obtidas Via Mistura Física de Pós

Na Fig. 2a, mostra o pó de UO_2 calcinado a 600 ^oC. Na Fig. 2b está o pó de Gd_2O_3 comercial (Gd_2O_3, 99.9%, Alfa Aesar®) calcinado a 600 ^oC. A mistura física deste pós resultou na pastilha sinterizada de UO_2-6%Gd_2O_3 com 92 % DT (Fig. 2c). Obtivemos pastilhas íntegras e resistentes. As pastilhas de UO_2-6%Gd_2O_3 provenientes de pós calcinados a 900 °C/ar/3 h atingiram densidade de 91% DT. Por meio da Microscopia Eletrônica de Varredura (MEV), obtivemos as imagens da superfície da pastilha sinterizada como apresentada na Fig. 2d, sem, aparentemente, trincas.

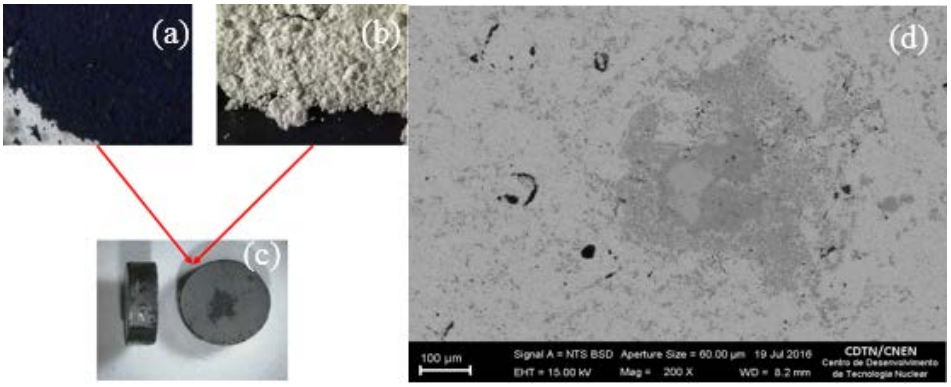


Fig. 2. Pó de U_3O_8 (a), pó comercial de Gd_2O_3 (b), pastilha sinterizada obtida dos óxidos precursores de U e Gd (c), MEV da superfície da pastilha sinterizada de UO_2-6%Gd_2O_3 (d).

3.2 Pastilhas Combustíveis de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3 Obtidas Via Processamento sol-gel

As Figs. 3a-d mostram micropartículas hidrogéis esféricas (microesferas) obtidas, típicas de $UO_3.xH_2O$-(0-10)%GdOOH. As microesferas têm boa rigidez mecânica, a qual permite o seu manuseio sem deformações mecânicas permanentes. O tratamento térmico destas microesferas em temperaturas crescentes, ao ar ambiente e sob atmosfera de H_2/CO_2 resulta em crescimento das nanopartículas e mudança de fases ($UO_3.xH_2O$, Figs. 3b; U_3O_8, Fig. 3c; UO_{2+x}, Fig. 3d).Na Fig. 3e mostra pastilha não sinterizada, típica de UO_2-(0-10)%Gd_2O_3. A Fig. 3f mostra pastilha sinterizada a 1677°C/4 h/H_2. A incorporação do Gd não altera a coloração das microesferas. O padrão de difração (não mostrado) mostra valores de parâmetro de rede do UO_2 alterados, sugerindo formação de solução sólida. As pastilhas após a sinterização são íntegras e resistentes; as densidades obtidas nas pastilhas provenientes das microesferas são: UO_2-0%Gd_2O_3, 88% DT (Densidade teórica); UO_2-6%Gd_2O_3, 94% DT; e UO_2-10%Gd_2O_3, 96% DT. A evolução das densidades sugere que a formação da solução sólida U-Gd cria defeitos na rede cristalina do UO_2, os quais, junto com a nanoestruturação, favorecem o processo de densificação.

Aparentemente, um aumento da temperatura de calcinação de 600 ^oC/ar/24 h para 900 ^oC/ar/3 h não promoveu um crescimento substancial das nanopartículas que impactasse negativamente a densidade final da pastilha; pelo contrário, até aumentou a densidade. Densidades obtidas: UO_2-0%Gd_2O_3, 89% DT;

UO_2-6%Gd_2O_3, 98% DT; e UO_2-10%Gd_2O_3, 97% DT. Atribuímos este aumento a uma eliminação mais eficiente de carbono a 900 ^oC, tornando as microesferas menos resistentes à pressão de compactação. Isto mostra que é possível introduzir formadores de poros (carbono) nos pós e microesferas, de modo a aumentar a densificação das pastilhas de UO_2-0%Gd_2O_3. Fig. 3g mostra a superfície da pastilha via análise MEV.

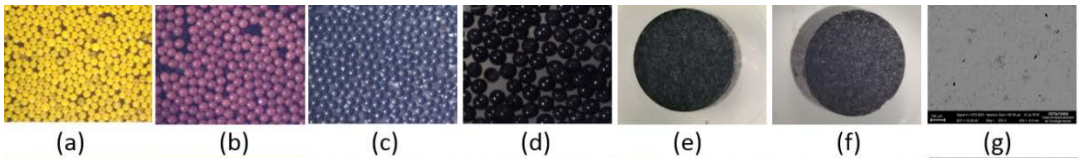


Fig. 3. Microesferas de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3 (a-d): secas a T_{amb} (a) e a 100 °C (b), calcinadas (c), reduzidas a 600 °C/4h/H2 (d) e prensadas a 4 ton/cm^2 (e); pastilhas sinterizadas a 1677 °C/4 h/H2 (f), MEV da superfície das pastilhas (g).

3.3 Pastilhas Combustíveis de UO_2-10%Gd_2O_3 Obtidas Via Cristalização de Gadolínio na Superfície de Micropartículas de $UO_3.xH_2O$-0%GdOOH

A Fig. 4a mostra micropartículas de $UO_3.xH_2O$ recobertas com GdOOH, na composição UO_2-10%Gd_2O_3. Estas partículas foram calcinadas a 600 ^oC/ar/24 h (Fig. 4b), reduzidas a 600 $^oC/H_2$/4 h (Fig. 4c) e prensadas a 4 ton/cm^2 (Fig. 4d); pastilha resultante (Fig. 4e) mesmo sinterizada a apenas 1625 $^oC/H_2$/4 h atingiu densidade de 93 %DT.

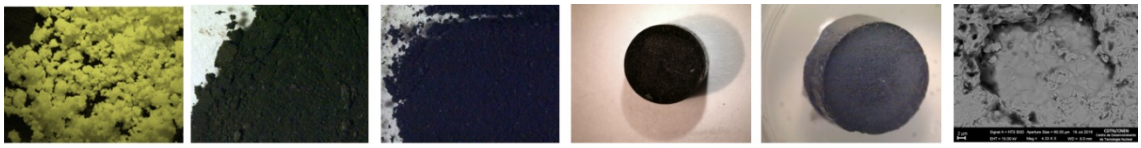


Fig. 4. Micropartículas de UO_2-10%Gd_2O_3 provenientes do crescimento de camadas coerentes de GdOOH: secas a 200 °C (a), calcinadas (b) e reduzidas (c). Pastilha sinterizada a 1625 $^oC/H_2$/4 h (d). MEV da superfície da pastilha (c).

Ressalvada a diferença de temperatura de sinterização das pastilhas, podemos dizer que o crescimento da camada coerente de nanopartículas de Gd_2O_3 na superfície de partículas de $UO_3.xH_2O$ gera pós com o mesmo comportamento de densificação das microesferas (pastilhas de UO_2-10%Gd_2O_3: 93% DT a 1625 $^oC/H_2$/4 h, pós e 96% DT a 1677 $^oC/H_2$/4 h, microesferas).

Calcinação realizada nos pós a 900 ^oC/ar/3 h promoveu uma diminuição da densidade, UO_2-10%Gd_2O_3, 87% DT, mesmo as pastilhas tendo visto 1675 $^oC/H_2$/4 h.

4. CONCLUSÃO

Nanoestruturação de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3 em torno de núcleos sacrificáveis de NH_4NO_3 e/ou de partículas de fuligem via rota química coloidal do processo sol-gel, na forma de pós ou de microesferas, mostrou-se eficaz para inibir o crescimento das nanopartículas de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3, mesmo quando se usa

temperatura de calcinação tão elevada quanto 900 ^{o}C. Isto mais a adição de Gd favorece a obtenção de pastilhas com elevados valores de densidade (>95% DT). O crescimento de camadas coerentes de GdOOH na superfície de micropartículas de $UO_3.xH_2O$ gera pós de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3 com o mesmo comportamento de densificação obtido nas pastilhas provenientes de microesferas e pós de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3. Pastilhas resultantes da mistura física de pós de UO_2 e de Gd_2O_3 tiveram menor densificação se comparada às pastilhas provenientes de microesferas. Análises microestrutural (distribuição de tamanho de grãos e de poros) e de distribuição do Gd nas pastilhas em andamento ajudarão a confirmar o acerto da escolha da referida estratégia para reforçar a densificação das pastilhas de UO_2-(0-10%)Gd_2O_3.

AGRADECIMENTOS

Reconhecemos e agradecemos o suporte material e financeiro do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN, da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, da Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais – FAPEMIG e do Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico – CNPq.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] IAEA-TECDOC-844. “Characteristics and use of urania-gadolinia fuels”, IAEA, Vienna & Austria (1995).

[2] IAEA-TECDOC-1654. “Advanced fuel pellet materials and fuel rod design for Water Cooled Reactors. Proceedings of a technical committee meeting held in Villigen”, IAEA, Vienna & Austria (2010).

[3] J. Belle, Uranium dioxide: properties and nuclear applications, Atomic Energy Comission, Washington & United States (1961).

[4] P. A. P. Pereira, “Estudo comparativo e interpretações químicas dos processos NUKEM, HIDRÓLISE e KFA-EGU, para produção de microesferas combustíveis”, CDTN, Belo Horizonte & Brasil (1980). Monografia (Curso de Especialização em Tecnologia Nuclear).

[5] A. J. A. Buschinelli, “Relatório técnico de treinamento nas companhias KWU e RBU”, República Federal da Alemanha, Belo Horizonte: Nuclebrás, (1975). (PEC/PFR-018/75).

[6] R. B. Matthews, P. E. Hart, “Nuclear fuel pellets fabricated from gel-derived microspheres”, Journal of Nuclear Materials, 92, pp.207-216 (1980).

[7] G. de Assis, “Investigação das condições de controle da sinterabilidade de pastilhas de UO_2 provenientes de microesferas gel”. Dissertação. Belo Horizonte: Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear, (1996).

Id.: AP-29

PROCEDIMENTO PARA REDUÇÃO ÀS EXPOSIÇÕES OCUPACIONAIS E DE INDIVÍDUOS DO PÚBLICO EM ENSAIOS NÃO DESTRUTIVOS COM UTILIZAÇÃO DE FONTES RADIOATIVAS

Lahude, R. S.[1], Abrantes, M. E. S. [1,2]

[1]Faculdade de Ciências Médicas de Minas Gerais (FCMMG)
Instituto de Pós-Graduação em Higiene Ocupacional (IPG)
Alameda Ezequiel Dias, 275 – 1º andar
CEP: 30130-110 – Belo Horizonte – MG – Brasil
rosilahude@gmail.com

[2]Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG)
Departamento de Engenharia Nuclear – DNEN
Av. Antônio Carlos, 6627 Campus UFMG, Escola de Engenharia, Bl 3, sala 3011
CEP: 31270-90, Belo Horizonte – MG, Brasil

Palavras-Chave: Ensaios não-destrutivos, Radioproteção, Otimização de exposição

RESUMO

A radiografia industrial é uma das técnicas nucleares mais empregadas, principalmente nas áreas industriais de petróleo e petroquímicas, visto que esse tipo de ensaio não destrutivo é utilizado em inspeções de integridade de vasos de contenções, tubulações e soldas em dutos. Esta técnica, no entanto, requerer condições de controle e aplicabilidade em relação às exposições dos trabalhadores e público em geral. Enfatizando a necessidade de instalações industriais e equipes radiográficas otimizarem as exposições por meio do princípio ALARA de radioproteção, onde qualquer exposição à radiação ionizante deve ser justificada em relação à outras alternativas e produzir um benefício líquido para a sociedade. Dessa forma, esse trabalho apresenta um sistema de utilização, para ensaios não destrutivos, com objetivo de otimização de processos, melhoria de segurança, redução de exposição dos trabalhadores e indivíduos do público e redução de área de isolamento para desenvolvimento de atividade no campo. Para esse desenvolvimento, foi utilizada uma fonte de Se-75 e uma de Ir-192, de forma comparativa para indicar quais são as melhores condições de trabalho em relação à segurança dos indivíduos envolvidos durante as atividades de trabalho. Do ponto de vista da Higiene Ocupacional, o sistema de contenção com a utilização da fonte de Se-75 produziu menores exposições dos envolvidos. Em relação à radioproteção dos indivíduos do público ouve a redução de áreas de isolamento, permitindo assim, melhores condições de trânsito e o melhor aproveitamento das áreas adjacentes aos ensaios, minimizando ainda interferência nos demais serviços industriais desses indivíduos, principalmente em trabalhos diurnos onde há maior circulação desse público. A implementação do sistema de contenção foi bem sucedida e o princípio ALARA garantido para ensaios não destrutivos sem alteração das técnicas radiográficas empregadas.

1. INTRODUÇÃO

A radiação ionizante pode ser prejudicial, causando detrimento no tecido humano, porém utilizando-a de forma planejada pode produzir um benefício elevado, trazendo vantagens tanto no meio médico como no meio industrial. As numerosas utilizações das radiações ionizantes e de materiais radioativos melhoram a qualidade de vida e ajudam a sociedade de várias maneiras. Mas, sempre deve-se pesar os benefícios de

cada utilização com os seus riscos. Esses podem afetar trabalhadores diretamente envolvidos na aplicação da radiação ou material radioativo [1].

Um dos empregos da radiação ionizante são os ensaios não destrutivos pelo método da radiologia industrial que utiliza técnicas nucleares nas indústrias de petróleo e petroquímicas, para inspecionar a integridade de vasos de contenção, caldeiras, tubulações e soldas nos dutos onde serão aplicadas altas pressões para o transporte de produtos como gases, líquidos, oleodutos, entre outros. Nesse intuito os raios X (radiografia industrial) e raios gama (gamagrafia industrial) são largamente utilizados. Em 90% das gamagrafias realizadas, a fonte utilizada é o Iridio-192, mas também existem outras fontes como o Selênio-75 e Cobalto-60 [2].

Ao utilizar as fontes radioativas para tais métodos, deve-se aplicar o princípio da radioproteção em relação à justificação de uso, otimização dos processos e doses de radiação e a limitação de doses garantindo assim, que as exposições às radiações sejam tão baixas quanto razoavelmente exequíveis – princípio ALARA do inglês *As Low As Reasonably Achievable* [3].

Um programa ALARA eficaz só é possível quando um compromisso com a segurança é feito por todos os envolvidos. As diretrizes e regulamentos não exigem apenas aderência aos limites de dose legal para o cumprimento regulamentar, mas também a investigação das doses que servem como pontos de alerta para o início de uma revisão do trabalho prático de um trabalhador ocupacionalmente exposto [4].

De acordo com estas motivações, esse trabalho visa produzir informações para auxiliar no sistema de radioproteção e otimização nos processos de tempo de execução, isolamento de áreas e blindagem para garantir a redução de exposição dos trabalhadores de campo nas atividades de radiologia industrial.

2. METODOLOGIA

Neste trabalho foi utilizado uma fonte de Se-75 com atividade de 5 Ci, tamanho focal de (0,1x0,1) cm a qual foi utilizada para radiografar juntas soldadas de diâmetro ≤ 15,24 cm. A técnica de projeção incidente para geração das radiografias foi utilizada a “Parede Dupla Vista Simples” (PDVS) com 4 incidências para cada ponto a estudar, como ilustrado na Fig. 1. As exposições fora realizadas em uma indústria petroquímica onde duas equipes radiografaram 20 juntas em tubos de aço carbono de 5,08 cm de diâmetro. O irradiador gama utilizado foi o Gammamat.
Essa técnica foi escolhida por apresentar menor raio de isolamento de área sendo característico entre 3 m e 5 m para diâmetros de tubulação ≤10,16 cm e de 5 m a 10 m para diâmetros entre 15,24 a 30,48 cm [5].

Na técnica PDVS, o feixe de radiação proveniente da fonte, atravessa duas espessuras da peça, entretanto projeta no filme radiográfico somente a seção da peça que está mais próxima ao mesmo. Frequentemente esta técnica é utilizada em inspeções de juntas soldadas que não possuem acesso interno para colocação do filme, principalmente em tubulações com diâmetros maiores que 9 cm e em vasos fechados [6].

Usualmente são usadas fontes de Irídio-192, ou Selênio-75 com atividade de até 20 Ci, sendo que a blindagem é complexa devido a alta atividade da fonte, necessita de tempos de exposição menores, mas requer raios de isolamento em torno de 40 a 50 metros [7], a Fig. 1 ilustra essa técnica:

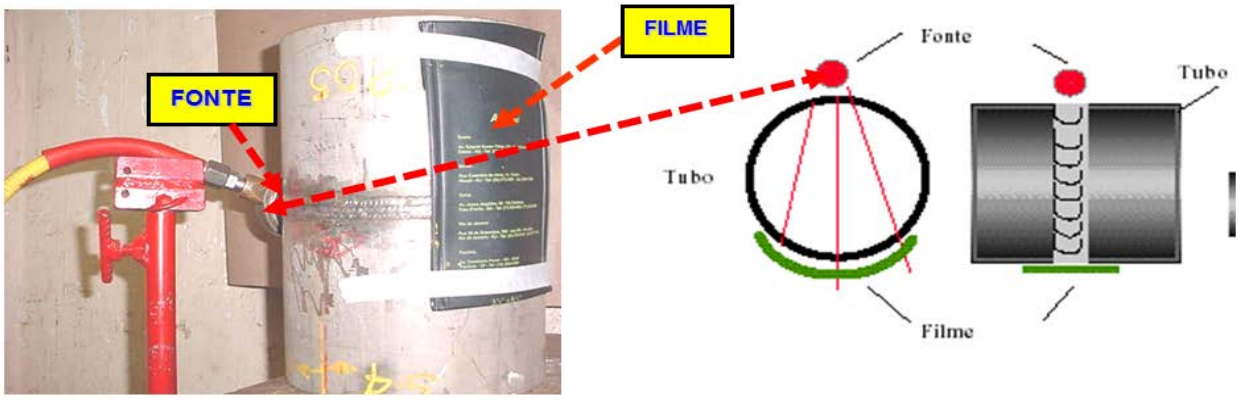


Fig. 1. Técnica Parede Dupla Vista Simples – PDVS. Fonte: Própria.

Como as regiões de operação, desses tipos de atividades, podem ser atribuídos a outros serviços paralelos, foram levados em considerações para a escolha desses parâmetros e técnica, as condições favoráveis do colimador e blindagem de chumbo da mangueira guia, para evitar exposição dos trabalhadores durante o deslocamento da fonte entre o centro do irradiador ao colimador.

No colimador foi utilizada uma blindagem de chumbo que se acopla à tubulação, para contenção da radiação de acordo como ilustrado na Fig. 2.

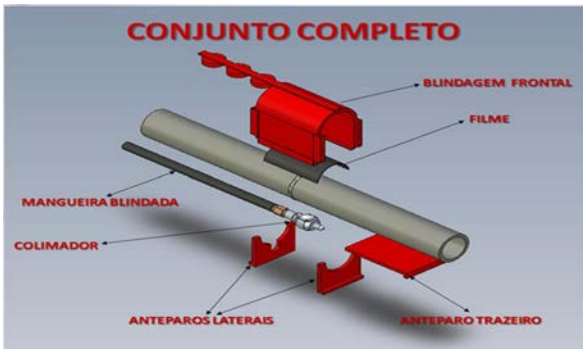


Fig. 2a. Modelo de blindagem
Fonte: SANTANA, R.S. (2012).

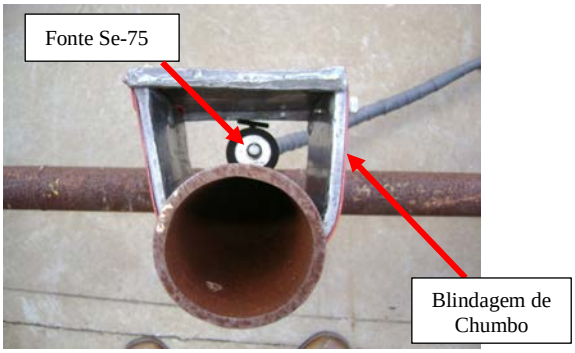


Fig. 2b. Blindagem no colimador
Fonte: Própria.

De forma comparativa, foi utilizada a técnica convencional de Parede Dupla Vista Dupla (PDVD) com 4 incidências dos 20 pontos estudados, de acordo com o posicionamento na Fig. 3. O irradiador utilizado foi o Gammamat e sua fonte de Irídio-192 de 20 Ci, onde o feixe de radiação atravessa duas espessuras da tubulação. Nesse caso, entretanto, o feixe ao ser incidido, produz no filme, a imagem de duas seções da peça. Com isso o cálculo do tempo de exposição aumenta, pois leva em consideração as duas espessuras das paredes que serão atravessadas pela radiação.

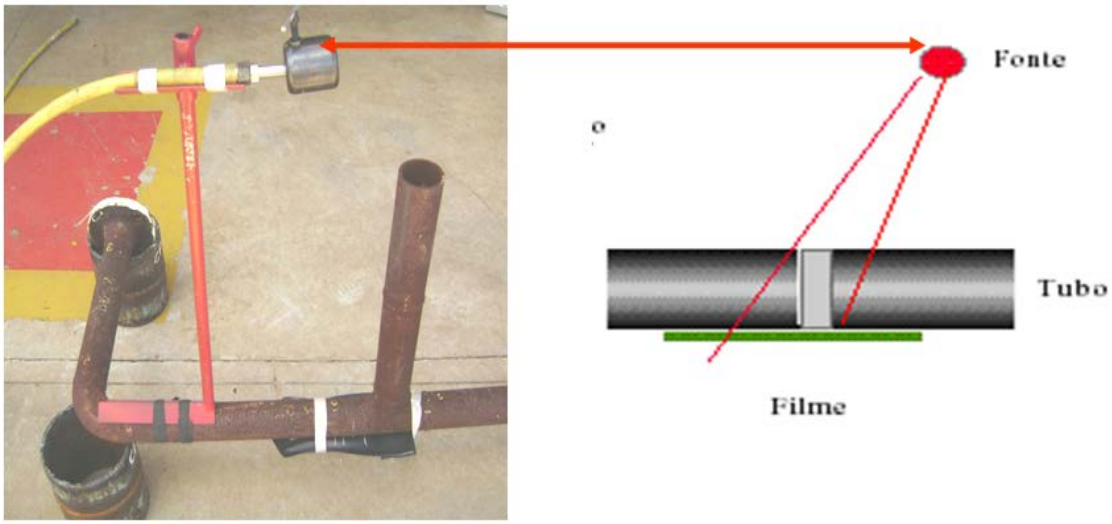


Fig. 3. Técnica Parede Dupla Vista Dupla – PDVD. Fonte: Própria

3. RESULTADOS

De acordo com o experimento realizado os dados foram comparados, entre as técnicas PDVS e PDVD de acordo com a Tab. 1.

Tab. 1. Resultados em relação aos raios de isolamento das áreas abrangentes aos serviços de gamagrafia.

Radioisótopo	**Exposição por filme (min)**	**Diâmetro da junta (cm)**	**Técnica**	**Exposição total de fonte (h)**	**Raio de Isolamento (m)**
Irídio-192 (20Ci)	19,75	5,08	PDVD	13,17	126,48
Selênio-75 (5Ci)	1,25	5,08	PDVS	1,67	4,45

Na Tab. 1 pode ser verificado que ao utilizar a fonte de Se-75, para radiografar as mesmas espessuras de tubulações, houve uma redução de 788% em relação à exposição da fonte e de 2842% em relação ao raio de isolamento, indicando que para a técnica PDVS foram obtidos resultados significativos de otimização.

A técnica PDVD é frequentemente usada para inspeção de juntas soldadas em tubulações com diâmetros menores que 90 mm [6]. Esta técnica necessita de altos tempos de exposição e requerem raios maiores de isolamento entre 40 a 50 metros para fontes de Irídio-192 com atividade de até 20 Ci [7].

4. CONCLUSÃO

Do ponto de vista da higiene ocupacional e radioproteção, o sistema de contenção das fontes radioativas, aplicado às técnicas radiográficas utilizadas, satisfaz os princípios da otimização e processos operacionais em relação ao tempo de exposição e distância entre a fonte e os operadores.

A técnica empregada permitiu que houvesse outros tipos de trabalhos adjacentes e consecutivos no decorrer dos ensaios não destrutivos, pois foram obtidos menores raios de isolamento o que acarretaram maior zona de área livre [8].

O estudo realizado indica que a técnica PDVS pode ser utilizada em espaços confinados [9] devido ao raio de isolamento reduzido e com permanência de trabalhadores nas zonas de área livre dentro do espaço confinado.

As blindagens de chumbo na mangueira guia permite que não ocorram exposições dos trabalhadores tanto na área controlada como na zona de área livre.

A implementação do princípio ALARA, nesse estudo, foi bem sucedido, garantindo a minimização dos riscos pelos ensaios não destrutivos e suas técnicas radiográficas, mantendo o nível de dose nos trabalhadores tão baixo quanto razoavelmente exequível.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] CHERRY, R.N, Enciclopedia de Salud y Seguridad em El Trabajo. Radiaciones Ionizantes. Encyclopedia of Occupational Safety and Healthy. nº 139, Agosto de 2013.

[2] ANDREUCCI, R. Radiologia Industrial. Julho 2014. Disponível em: http://www.abendi.org.br. Último acesso em 28/02/2016.

[3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Annals of the ICRP, v22, n1/3, (ICRP 60), 1991.

[4] TERINI, R. A; RODRIGUES T.T.T. – Desenvolvimento de recursos didáticos computacionais on-line para o ensino de Física Médica – GEFIM – PUC-SP, 2010.

[5] SANTANA, R. S., Sistema de contenção da radiação para aplicação de ensaios radiográficos na indústria Petrolífera e Petroquímica 2012. Trabalho de Conclusão de Curso. Universidade Tuiuti do Paraná. 2012.

[6] QUITES, A. Inspeção de Juntas Soldadas por Radiografia, 2009. Disponível em: http://www.soldasoft.com.br. Último acesso em 23/04/2016.

[7] RABELLO, J. M. B., CAMPINHO, S. H., IGUCHI, T. E. Utilização da técnica de radiografia computadorizada na inspeção de soldas circunferenciais na técnica de parede dupla – vista simples, Outubro de 2007.

[8] CNEN NN 6.04. Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN. Requisitos de segurança e proteção radiológica para serviços de radiografia industrial. CNEN NN 6.04, Março de 2013.

[9] MINISTÉRIO DO TRABALHO E PREVIDÊNCIA SOCIAL – MTPS. NR 33: Segurança e saúde nos trabalhos em espaços confinados. Disponível em: http://www.mtps.gov.br. Último acesso em 06/08/2016.

Id.: AP-30

PRODUÇÃO DE NANOPARTÍCULAS DE HA(^{64}Cu-^{32}P) COMO UM POTENCIAL AGENTE TERANÓSTICO PARA OSTEOSSARCOMA

Michele Rocha de Rezende[1], Marcelo Fernandes Cipreste[1], Fermin Herrera Aragon[1], Alexandre Soares Leal[2], Waldemar Augusto de Almeida Macedo[1], Edésia Martins Barros de Sousa[1]

[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN, Serviço de Nanotecnologia e Materiais Nucleares – SENAN - Belo Horizonte/Minas Gerais - Brasil
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN, Serviço de Tecnologia de Reatores – SETRE - Belo Horizonte/Minas Gerais - Brasil
sousaem@cdtn.br

Palavras-Chave: Nanopartículas, hidroxiapatita, Cobre-64, nanoagente teranóstico.

RESUMO

Sistemas nanoestruturados focados em aplicações biológicas têm sido amplamente explorados em pesquisas cientificas com grande otimismo para o diagnóstico e terapia do câncer. A Hidroxiapatita (HA) vem sendo um material extensivamente estudado, principalmente por apresentar biocompatibilidade, ausência de toxicidade e bioatividade. Quando associada ao cobre (Cu), um metal de transição ativável em ^{64}Cu emissor de radiação particulada pósitron (β^+) e Beta (β^-), associado ao fósforo estrutural (P) presente na matriz da HA, que pode ser ativado em ^{32}P, um radionuclídeo emissor de radiação β^- puro, o nanomaterial HA(^{64}Cu-^{32}P) apresenta um grande potencial como agente de diagnóstico de osteossarcomas por emitir uma radiação particulada. Esse sistema pode ser utilizado em imagens por Tomografia por Emissão de Pósitron (PET/CT), além de se apresentar como um possível agente terapêutico através da radiação β^- se mostrando um promissor agente teranóstico. O objetivo deste trabalho foi sintetizar e ativar nanoestruturas de HA dopadas com Cu, e avaliar as características físicas, químicas e morfológicas deste sistema, verificando sua potencialidade como um nanoagente teranóstico.

1. INTRODUÇÃO

O câncer é um termo geral utilizado para fazer referência a alterações patológicas caracterizadas por células que perdem a capacidade de limitar e controlar o seu próprio crescimento, resultando na produção de uma massa denominada de tumor [2]. Dentre os diversos tumores malignos conhecidos, pode-se citar o osteossarcoma, que é um tumor ósseo primário mais comum em crianças e adolescentes, tendo maior incidência entre a faixa de 10 a 20 anos de idade, quando a taxa de crescimento ósseo é mais acentuada [9]. Visto que as formas de intervenção disponíveis atualmente para essa patologia são em sua maioria invasivas e não são totalmente eficazes, justifica-se o estudo de novas abordagens para o tratamento dessas patologias.

Sistemas constituídos por nanoagentes teranósticos (NAT) têm recebido muita atenção da comunidade científica em todo o mundo, pois esses materiais podem se acumular espontaneamente e seletivamente em regiões tumorais através da permeabilidade e retenção aumentadas (efeito EPR) e promover o diagnóstico simultâneo ao tratamento do câncer. NATs são agentes multifuncionais capazes de aplicar combinadamente várias abordagens terapêuticas e diagnósticas, como o direcionamento passivo e ativo,

sistema de entrega controlada de quimioterápicos e radioterápicos através de sistemas sensíveis ao ambiente, dentre outras funções, a partir de uma única plataforma [4].

Dentro da classe dos biomateriais, a hidroxiapatita (HA) é uma biocerâmica que merece atenção especial devido à semelhança que apresenta com a fase mineral encontrada nos tecidos ósseos e devido à ausência de toxicidade, sendo considerado um material bioativo e biocompatível. Ela é um fosfato de cálcio, quimicamente definido como $Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$ e normalmente cristaliza em um sistema hexagonal [3].

Alguns estudos apontam a possibilidade da dopagem da HA, através da substituição dos átomos de Ca da rede por alguns metais, como o cobre (Cu). O Cu natural compreende dois isótopos estáveis, o ^{63}Cu (69,17%) e ^{65}Cu (30,83%), e 27 radioisótopos conhecidos, onde cinco deles são particularmente interessantes para aplicação em imagem molecular (^{60}Cu, ^{61}Cu, ^{62}Cu e ^{64}Cu), e radioterapia *in vivo* (^{64}Cu e ^{67}Cu). O ^{64}Cu é o radionuclídeo mais versátil devido ao seu esquema de decaimento único, em que o mesmo decai de três formas diferentes, nomeadamente, captura eletrônica (40%), β^- (38,5%) e β^+ (17,6%), assim tornando-o útil tanto para imagens em PET quanto para terapia. A sua meia vida de 12,7h é o tempo suficiente para a síntese de muitos radiofármacos [7].

Neste trabalho um sistema a base de HA-Cu foi sintetizado e caracterizado física e quimicamente para avaliar sua potencialidade como nanoagente teranóstico.

2. METODOLOGIA

2.1. Síntese das nanopartículas de HA-Cu

As nanopartículas de HA dopadas com Cu foram sintetizadas com base na literatura [1] a partir da preparação de duas soluções precursoras. A solução (i) foi preparada com a completa dissolução do surfactante CTAB em água Milli-Q® e a posterior adição de nitrato de cálcio. Foram usadas concentrações molares variadas de Cu na amostra (0%; 1.5%, 3%), nomeadas HA; HA-Cu 1.5% e HA-Cu 3%, respectivamente. O pH foi ajustado para 12 após uma hora de adição da fonte de cobre. A solução (ii) foi preparada com a dissolução de monohidrogênio fosfato de dipotássio. Após o processo de adição da solução (ii) sobre a solução (i), a solução resultante foi centrifugada, lavada e filtrada a vácuo. O material filtrado foi seco e por fim foi calcinado a 600º C para a remoção do surfactante. As amostras foram caracterizadas por técnicas como difração de raios x, microscopia eletrônica de varredura e adsorção de nitrogênio.

2.2. Ativação das nanopartículas de HA-Cu para obtenção do material HA(^{64}Cu-^{32}P)

A produção dos radioisótopos ^{32}P e ^{64}Cu se deu pela irradiação da amostra HA-Cu 3% no reator nuclear TRIGA Mark-1 100 kW do CDTN (Belo Horizonte, Brasil). Foi irradiado 100 mg da amostra durante 4 horas sob fluxo de nêutrons de 6,4 x 10^{11} $cm^2.s^{-1}$.

3. RESULTADOS

3.1. HA-Cu

3.1.1. Difração de Raios-X (DRX)

Comparando o difratograma da HA pura com as demais amostras dopadas (Fig. 1), é possível perceber que os picos de difração da HA se reproduzem, indicando a presença de HA nas duas amostras sintetizadas. Na Fig. 1 também está representado o padrão de difração da Tenorita (fase mineral do Óxido de Cobre – CuO). Ao comparar o difratograma do CuO com os materiais sintetizados, é possível perceber que ela não se reproduz em nenhuma das amostras dopadas. Isso indica que não houve formação de nenhuma outra fase no sistema. Como método de ajuste de pico e para obter os parâmetros estruturais cristalográficos, como os parâmetros de rede (a e c), o volume da célula unitária (V) e o tamanho médio de grão (Size HP e Size CuO), foi realizado o refinamento de Rietveld dos padrões de difração (Tab. 1). Nela é possível observar que quando ocorre o processo de dopagem, o volume da célula unitária (V) das amostras HA-Cu 3% e HA-Cu 1.5% sofre aumentos progressivos que poderiam ser atribuídos à entrada dos íons de Cu na rede cristalina.

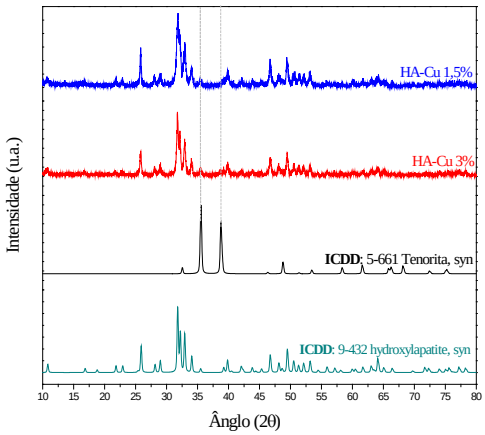


Fig. 1. Difratograma de Raios X da HA, Tenorita, HA-Cu 3% e HA-Cu 1.5%.

Tab. 1. Parâmetros obtidos pelo refinamento de Rietveld.

Cu (%)	***a* (Å)**	***c* (Å)**	***V* (Å^3)**	**HP (%)**	**CuO (%)**	**Size HP (nm)**	**Size CuO (nm)**
0	9.3971	6.8838	526.44	100	-	26	-
1.5%	9.4167	6.8986	529.8	100	-	29	-
3%	9.4204	6,8964	530.0	100	-	39	-

3.1.2. Microscopia Eletrônica de Varredura (MEV)

As imagens por microscopia eletrônica de varredura (Fig. 2a, 2b e 2c) das amostras HA-Cu 3% e 1.5% (Fig. 2b e 2c) demonstram uma pequena alteração na morfologia de nanobastões se comparada com as

partículas da amostra de HA não dopada (Fig. 2a), a qual indica que a presença do Cu pode influenciar no momento de nucleação dos nanobastões de HA. O gráfico de tamanho médio de partículas (Fig. 3) demonstra uma distribuição de tamanho normal, onde a amostra HA-Cu 3% apresentou um comportamento mais próximo da HA não dopada, o que possibilita seu acumulo espontâneo em regiões tumorais [4].

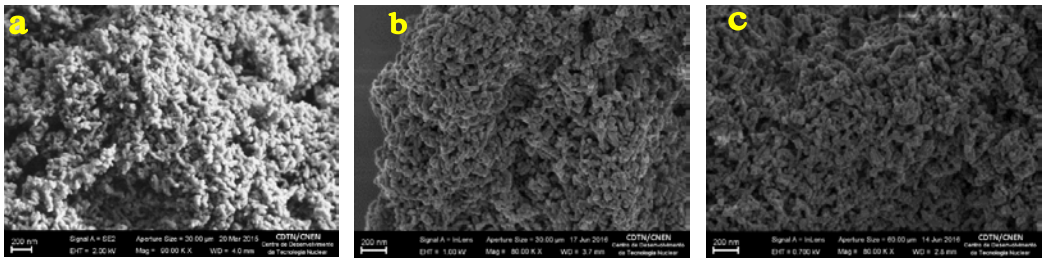


Fig. 2. Imagens de MEV das amostras de (a) HA, (b) HA-Cu 3% e (d) HA-Cu 1.5%.

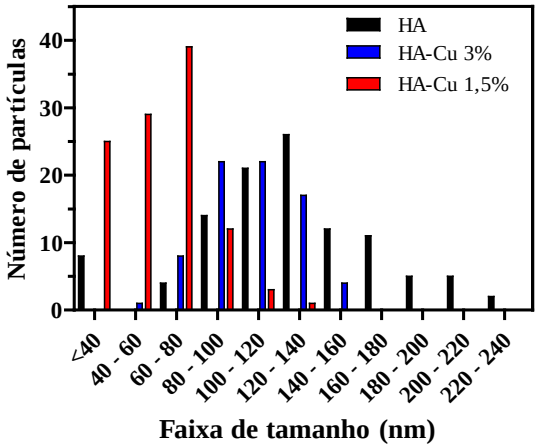


Fig. 3. Gráfico de distribuição de tamanho médio das partículas.

3.1.3. Análise de Adsorção de Nitrogênio (BET)

As características texturais dos nanobastões (Tab. 2) indicam que a presença do Cu na amostra com 1.5% diminui tanto a área superficial quanto os volume e diâmetro de poro, se comparado a HA não dopada e que o contrário ocorre com a amostra dopada com 3% de Cu, onde apesar da área superficial da amostra sofrer uma pequena diminuição, o volume e o diâmetro de poro tornam-se maiores nessa concentração. Ambos os casos sugerem que o Cu pode modificar a formação de micelas de CTAB antes da nucleação dos nanobastões de HA. Embora não foram encontrados mecanismos na literatura para explicar essas alterações, é comum encontrar resultados similares na literatura para outras cerâmicas dopadas com outros metais [1]. O aumento do volume e diâmetro de poro torna os nanobastões de HA-Cu 3% promissores agentes para incorporação e carreadores de drogas, radiofármacos ou radioisótopos, podendo aumentar a eficácia do tratamento de diversas patologias, como o osteossarcoma.

Tab. 2. Parâmetros texturais calculados pela técnica de BET a partir dos dados obtidos no ensaio de adsorção de nitrogênio.

Amostra	Área Superficial (m^2/g)	Diâmetro de Poro (nm)	Volume de Poro (m^3/g)
HA	48,9	18,3	0,091
HA-Cu 3%	34,7	33,2	0,282
HA-Cu 1,5%	12	3,3	0,023

3.2. HA(^{64}Cu-^{32}P)

3.2.1. Beta Contagem

O P estrutural da HA tem potencial para ser ativado em reator nuclear simultaneamente com o Cu incorporado na rede para produzir dois radioisótopos: o emissor β^- puro ^{32}P e o emissor β^-, β^+, e γ ^{64}Cu, com características que conferem propriedades teranósticas ao sistema. Para investigar a ativação do fósforo na estrutura dos nanobastões de HA, apenas a amostra HA foi analisada porque o ^{64}Cu também é um beta emissor e o contador não discrimina radiações beta provenientes de radionuclídeos distintos. Dessa forma, os resultados indicam que uma atividade específica de 7,8 kBq/mg devido ao fósforo pode ser induzida na amostra de HA.

3.2.2. Espectroscopia Gama

No caso da radiação γ, o espectro gama da amostra HA-Cu 3% (Fig. 4) – denominada HA(^{64}Cu-^{32}P) após a ativação – demonstra uma das emissões do ^{64}Cu e a mesma pode ser identificada em 1346 keV [7]. É possível observar também uma emissão de 1368 keV na amostra que pode ser atribuída a presença de ^{24}Na na amostra [8]. Essa contaminação pode ser atribuída ao reagente utilizado para ajuste de pH (NaOH) no processo de síntese, podendo a mesma ser eliminada efetuando o processo de lavagem da amostra de forma mais criteriosa.

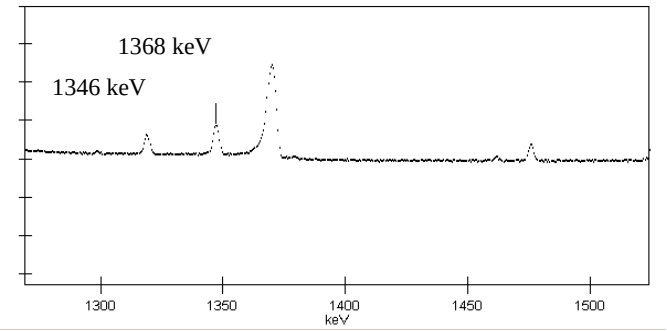


Fig. 4. Espectro gama da amostra HA(^{64}Cu-^{32}P) e os principais fotopicos do ^{64}Cu e do ^{24}Na.

4. CONCLUSÃO

Os resultados indicam que foi possivel obter com sucesso nanobastões de HA dopados com cobre. A análise estrutural demonstrou que a cristalização da HA se manteve nas amostras dopadas, além de ter evidenciado o processo de dopagem da mesma através do aumento do volume da célula unitária. As

imagens de MEV mostraram que todas as amostras apresentaram forma de nanobastões com uma distribuição do tamanho relativamente estreita. No estudo morfológico pode-se perceber alterações nos nanobastões de HA-Cu dopadas ocasionadas pela presença do Cu. Por fim, com os resultados obtidos do material ativado pode-se inferir que tanto o P quanto o Cu podem ser ativados na estrutura dos nanobastões HA dopados para produzir a amostra HA(^{64}Cu-^{32}P), tornando possível a obtenção de um sistema teranóstico estável.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao CNPq, FAPEMIG e CAPES.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] F. Chen et al., "The photoluminescence, drug delivery and imaging properties of multifunctional Eu $^{3+}$/Gd $^{3+}$ dual-doped hydroxyapatite nanorods", Biomaterials, Vol. 32, pp. 9031–9039 (2011).

[2] J. Corner., "Academia, cancer nursing and a new decade", European Journal of Cancer Care, Vol. 10, pp. 164–165 (2001).

[3] Y. J. Han et al. "Controlled size and morphology of EDTMP-doped hydroxyapatite nanoparticles as model for ^{153}Samarium-EDTMP doping", Journal of materials science. Materials in medicine, Vol. 19, pp. 2993–3003 (2008).

[4] S. M. Janib et al. "Imaging and drug delivery using theranostic nanoparticles", Advanced drug delivery reviews, Vol. 62, pp. 1052–63 (2010).

[5] J. E. Martin. "Physics for Radiation Protection, A Handbook, Second Edition, Completely Revised and Enlarged", Weinheim: WILEY-VCH (2008).

[6] F. Miyaji et al. "Formation and structure of zinc-substituted calcium hydroxyapatite", Vol. 40, pp. 209–220 (2005).

[7] S. M. Qaim et al. "Positron emission intensities in the decay of ^{64}Cu, ^{76}Br and ^{124}I", Radiochimica Acta, Vol. 95, pp. 67-73 (2007).

[8] P. Szymanski et al. "Development of copper based drugs, radiopharmaceuticals and medical materials", Biometals, Vol. 25, pp. 1089–1112 (2012).

[9] L. M. Weiss. Bones. In: The Cancer Handbook. [s.l.] John Wiley & Sons, Ltd (2005).

[10] M. K. Yu et al. "Targeting strategies for multifunctional nanoparticles in cancer imaging and therapy", Theranostics, Vol. 2, pp. 3–44 (2012).

Id.:AP-31

ESPECTROSCOPIA DE MATERIAIS POLIMÉRICOS: ESTUDO COMPARATIVO DE SETUPS

Modesto Nunes[1], Críssia C. P. Fontainha[1], Luiz de O. Faria[2]

[1] Depto. de Anatomia e Imagem (IMA/ UFMG - MG)
Av. Prof. Alfredo Balena, 190
30130-100 Belo Horizonte, MG, Brasil
[2] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Av. Antônio Carlos 6627, C.P. 941,
30270-901 Belo Horizonte, MG, Brasil
crissia@gmail.com

Palavras-Chave: espectroscopia, P(VDF-TrFe), FTIR, UV-VIS.

RESUMO

Os métodos de análise por espectroscopia são aplicados para identificar os grupos funcionais presentes nos materiais, verificar a miscibilidade dos seus componentes e identificar as regiões cristalinas, além de monitorar as reações de polimerização e o surgimento de reticulação (*cross-linking*) em polímeros. Neste trabalho, foram analisados os materiais poliméricos polifluoreto de vinilideno (PVDF), o copolímero polifluoreto de vinilideno-trifluoretileno, P(VDF-TrFe), ambos amplamente conhecidos na literatura e com caracterizações já padronizadas, e os compósitos poliméricos preenchidos com metais atenuadores, P(VDF-TrFe):8%La_2O_3 e P(VDF-TrFe):8%Al_2O_3, todos sintetizados pelo método *casting*. Os filmes poliméricos foram analisados por diferentes setups dos métodos de espectrometria. Na espectroscopia de infravermelho por Transformada de Fourier (FTIR), é possível identificar as vibrações moleculares dos átomos e grupos funcionais dos compostos e auxiliar na análise de polímeros termoplásticos, que possuem a capacidade de formar estados cristalinos, através das mudanças no ângulo de ligação. Na espectroscopia no Ultravioleta-Vísivel (UV-VIS), a partir da transição eletrônica do estado fundamental para estados excitados é possível identificar os grupos cromóforos presentes no material. Sabendo da necessidade de se utilizar o método mais eficiente, confiável e que demanda menor tempo de análise, para a caracterização dos materiais de uma pesquisa, buscou-se trabalhar com setups de espectrometria diferente e compará-los. Na metodologia, os *setups* estudados nas análises de FTIR compararam os espectros dos materiais com a espessura dos cortes (resolução) variando de 1 a 4 mm e compararam diferentes quantidades de cortes, variando de 8 a 64 cortes. No UV-VIS, compararam-se os espectros dos materiais utilizando o suporte para cubetas e o suporte com espelhos. A partir dos espectros levantados e as comparações realizadas, foi possível identificar que as metodologias com menores cortes de varredura e menores resoluções apresentaram-se compatíveis para os filmes poliméricos estudados, possibilitando as análises de espectrometria confiáveis.

1. INTRODUÇÃO

A espectroscopia é a ciência que estuda a interação da radiação eletromagnética com a matéria e o seu efeito possibilita obter informações sobre a estrutura microscópica da matéria. O princípio da espectroscopia no ultravioleta-visível (UV-Vis) encontra-se na excitação de elétrons dos orbitais externos de um átomo por radiação ultravioleta ou visível, permitindo identificar o tipo de ligações dos grupos cromóforos presentes, que absorve e/ou transmite em função de um comprimento de onda (λ) específico. A excitação pode causar transições envolvendo elétrons π, σ e n, cujos elétrons de valência têm baixa energia de excitação [1]. Nos dupletos C=C simples ou isoladas, há a formação de ligações duplas alternadas entre ligações simples de carbono e absorvem num λ menor do que 200 nm, e não são

detectados no UV-Vis. À medida que estes conjugados aumentam, decresce a energia de transição $\pi \rightarrow \pi^*$, indicando a extensão do processo de degradação, assim, o composto absorve luz em um λ maior [2].
A análise por espectroscopia de infravermelhos por Transformada de Fourier (FTIR) está baseada nos movimentos vibracionais das moléculas sob efeito da radiação eletromagnética, na faixa do infravermelho. A interação de um campo elétrico da radiação com o dipolo elétrico da molécula pode fornecer energia suficiente, específica, para a mudança de nível de energia vibracional, permitindo identificar e comparar espectros [1,3]. Estas vibrações moleculares são classificadas como de estiramento, ou deformação axial, que envolve uma mudança contínua na distância interatômica ao longo do eixo da ligação entre dois átomos, e de dobramento, que envolvem deformação angular, podendo ser simétricas ou assimétricas. As vibrações angulares podem ser no plano ou fora do plano, denominadas: angular simétrica no plano (tesoura/*scissoring),* angular assimétrica no plano *(*balanço/*rocking),* angular assimétrica fora do plano (abano/*wagging)* e angular simétrica fora do plano (torção/*twisting)* [3].
Os copolímeros são amplamente caracterizados na espectroscopia por suas diversas aplicações. São constituídos por cadeias contendo dois ou mais diferentes tipos de monômeros. Se os polímeros são miscíveis, ocorre, em geral, a mudança do número de onda (*wavenumber*) e a ampliação da banda, apresentando-se diferente dos espectros dos componentes puros [3]. Também se monitora as reações de polimerização, como o surgimento de reticulação (*cross-linking*) e estuda-se a sua cristalinidade, com as mudanças no ângulo de ligação [3]. O polifluoreto de vinilideno (PVDF) é um polímero de estrutura semicristalina, formado pelo monômero ($-CH_2-CF_2-$) que lhe garante alta resistência química pelas fortes ligações entre o flúor e carbono. O copolímero polifluoreto de vinilideno trifluoretileno, P(VDF-TrFE), é composto de segmentos *all-trans*, região polar, divididos por bandas de gauche, que foram introduzidas pelos monômeros TrFE, que apresentam uma alta barreira rotacional, resultando em maior grau de irregularidades na fase cristalina que o PVDF [4]. Compósitos com ligas de alumina e óxido de lantânio são investigados na literatura. A alumina é um material cerâmico que se apresenta em diversas formas estruturais, de alta estabilidade óptica, química e térmica, quando submetidos à radiação ionizante [5]. O óxido de lantânio, La_2O_3, é um material antiferromagnético, de alta constante dielétrica e suas propriedades magnéticas e de magneto, e encontra-se na estrutura perovskita [6].
Sabendo da relevância da metodologia de análise na caracterização dos materiais, foram analisados o PVDF, o copolímero P(VDF-TrFe), ambos com caracterizações já padronizadas, e os compósitos poliméricos preenchidos com metais atenuadores, P(VDF-TrFe): La_2O_3 e P(VDF-TrFe): 8%Al_2O_3, sintetizados pelo método *casting*.

2. METODOLOGIA

O P(VDF-TrFE) é obtido pela copolimerização do fluoreto de vinilideno (CH_2-CF_2) com o trifluoretileno (CHF-CF2). Na síntese do copolímero, a introdução dos monômeros ocorre de forma randômica e a distribuição deles na macromolécula não é homogênea, no entanto, segue uma distribuição de probabilidades binominal [4,5]. Os compósitos P(VDF-Trfe):Al_2O_3 e P(VDF-Trfe):La_2O_3 foram obtidos pela mistura da Al_2O_3 ou do La_2O_3, na concentração de 8%, com o solvente dimetilacetamida (DMAc), adicionado o modificador de superfície ácido metacrílico (MMA) e, posteriormente, o polímero dissolvido, sob agitação magnética com temperatura controlada. Depois as amostras foram colocadas no forno para evaporação do solvente e obtenção os filmes.
As análises foram realizadas no Centro de Desenvolvimento de Tecnologia da Energia Nuclear (CDTN/CNEN). Os espectros de FTIR foram medidos em um espectrômetro Bomem 100, com resolução espectral de 1 a 4 mm e leitura com 8 a 64 cortes de varreduras, para números de onda variando de 200 a

4000 cm^{-1}. No UV-VIS, espectrofotômetro Shimadzu UV-240 PC, compararam-se os espectros dos materiais utilizando o suporte para cubetas e o suporte com espelhos.

3. RESULTADOS

Os filmes dos compósitos sintetizados apresentam-se na Fig. 1, sendo o copolímero puro P(VDF-TrFe) em *(a)*, P(VDF-TrFe):8%Al_2O_3 em *(b)* e P(VDF-TrFE):8%La_2O_3 em *(c)*. Percebe-se a maior transparência presente no copolímero puro, que é reduzida quando se adiciona os metais atenuadores, e a plasticidade presente em todos os filmes.

Fig. 1. Compósitos sintetizados: copolímero puro *(a)*, P(VDF-TrFe):8%Al_2O_3 *(b)* e P(VDF-TrFE):8%La_2O_3 *(c)*.

Na Fig. 2, o FTIR do copolímero nos cortes de 8, 32 e 64 de varredura, na região do espectro de 350 a 1000 cm^{-1} apresentaram as mesmas bandas de absorção a 472, 506, 851 e 886 cm^{-1} correspondentes ao β-P(VDF-TrFe), em conformação com a fase β do PVDF, com as vibrações w(CF_2), δ(CF_2), ν_s(CF_2) ou r(CF_2), respectivamente [4, 7, 8].

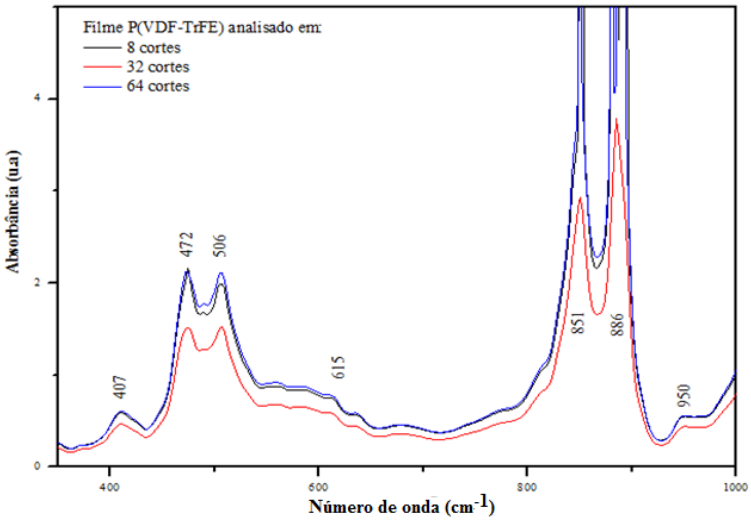


Fig. 2. FTIR do P(VDF-TrFE) comparando os cortes de 8, 32 e 64 de varredura.

Comparando os mesmos cortes, de 8, 32 e 64 de varredura, para os espectros do PVDF e do seu copolímero, P(VDF-TrFe), Fig. 3, na região de 1000 a 3500 cm^{-1} também não foi observada diferença nas bandas apresentadas. As bandas de absorção a 1400 e 1428 cm^{-1} são atribuídas às vibrações w(CH_2-ν_a(CC) e δ(CH_2) do PVDF e seu copolímero, em conformidade na fase β, respectivamente. As bandas em 1345 e 1453 cm^{-1} estão associadas às vibrações do P(VDF-TrFE) nos modos ν_a(CC) no segmento TG^+TG^- e δ(CH_2) em defeitos TG^+TG^-, respectivamente [9].
Analisando, portanto, os espectros de FTIR, pode-se afirmar que, independente do número de cortes de varredura avaliado, as bandas de absorção de interesse destes materiais poliméricos estudados são

observadas. O que permite, desta forma, a escolha de uma leitura com menor tempo de varredura durante as análises destes materiais.

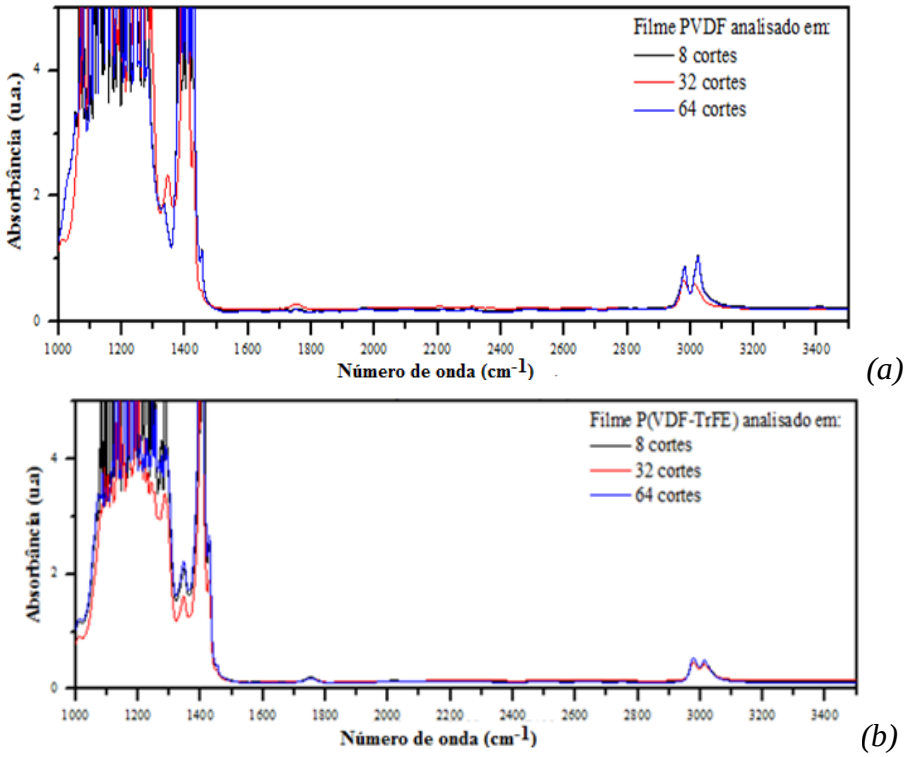


Fig. 3. FTIR com os cortes de 8, 32 e 64 do PVDF *(a)* e do PVDF-TRFE *(b)*.

Nos espectros comparativos do PVDF e P(VDF-TrFE), na região de 350 a 3200 cm^{-1}, Fig. 4, avaliados na resolução de 1 mm *(a)* a 4 mm *(b)*, os picos 510 e 840 cm^{-1} correspondem à fase β do PVDF, já os picos em torno de 485 cm^{-1} podem estar relacionados com a presença dos modos vibracionais δ (CF_2) + w (CF_2) da sua fase alfa, assim como em torno de 615 cm^{-1} [8,10]. As bandas de absorção a 2980 e 3020 cm^{-1} associadas aos estiramentos simétricos e assimétricos das ligações C-H dos grupos –CH_2, correspondentes à fase β para o PVDF, assim como na mesma região, a 2977 e 3012 cm^{-1} encontra-se também a vibração ν_a (CH_2) e ν_s (CH_2) para o P(VDF-TrFe) em conformação com a fase β do PVDF [6,12]. No FTIR, os conjugados C=C encontram-se nas bandas de absorção na região de 1600 a 1650 cm^{-1} e entre 1800 a 1900 cm^{-1}, no entanto, são pouco visíveis, ao contrário da oxidação das cadeias, normalmente laterais, por formação de ligações C=O, bem visíveis na região entre 1600 a 1900 cm^{-1}, e não detectáveis no espectro de UV-Vis [4,7].

Na análise realizada no UV-Vis, Fig. 5, as amostras foram submetidas ao suporte de cubetas *(a)* e ao suporte de espelho *(b)*. O polímero e o copolímero apresentaram-se transparentes na faixa UV-Vis, indiferente da técnica adotada.

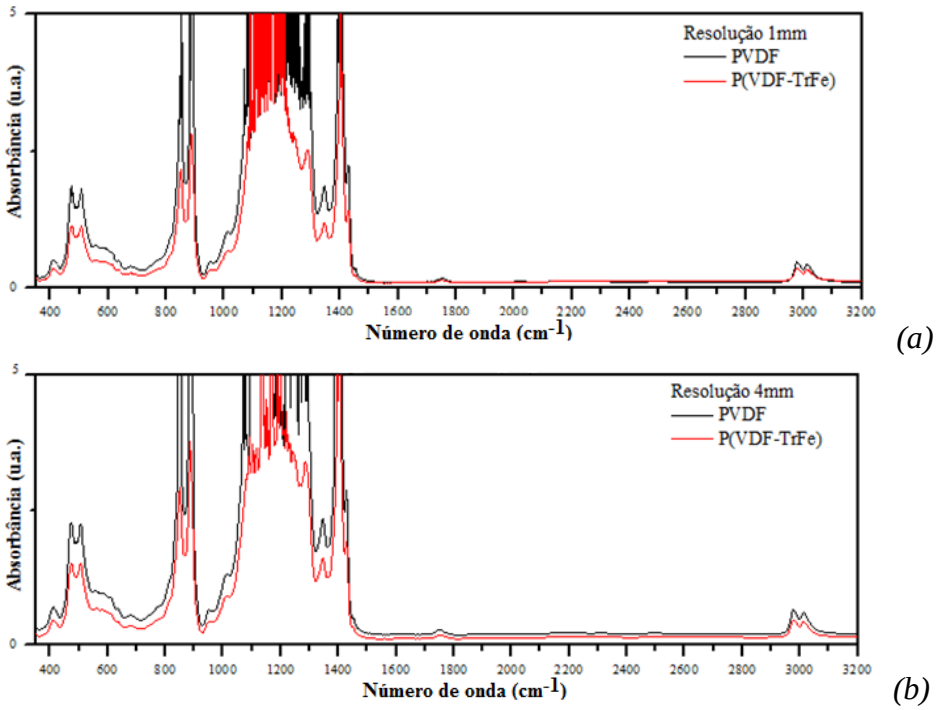


Fig. 4.(b) FTIR do PVDF e P(VDF-TrFE) com resolução de 1mm *(a)* e 4mm *(b)*.

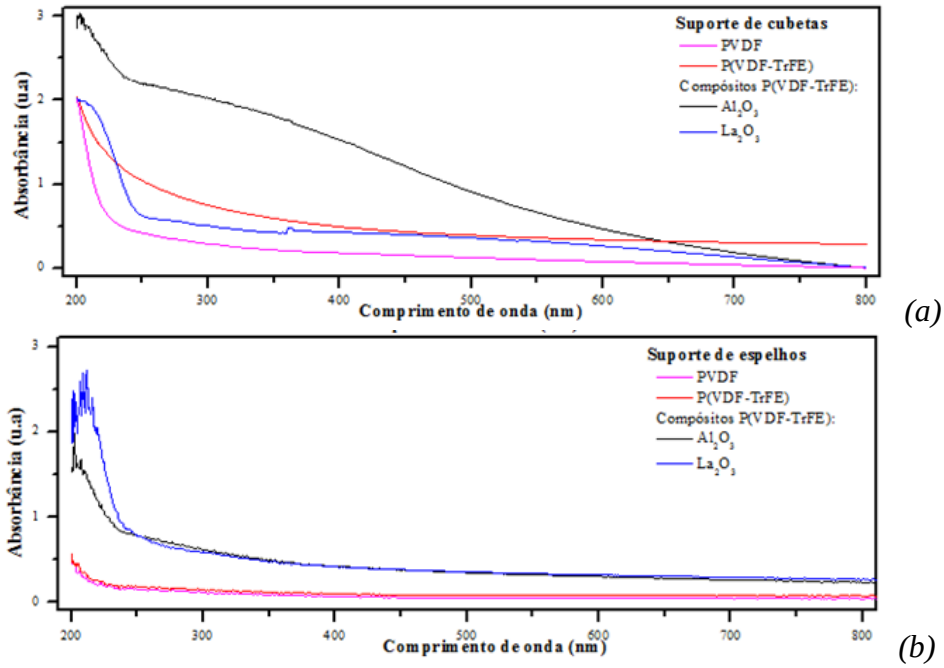


Fig. 5. UV-Vis dos compósitos comparando o suporte de cubetas *(a)* e dos espelhos *(b)*.

Analisando os compósitos, na técnica de posicionar os filmes no suporte de espelhos, ambos tiveram uma absorção na faixa de 240 nm, e o espectro se apresentou com uma resposta mais uniforme. O mesmo não ocorreu para a técnica de posicionar os filmes no suporte de cubetas, onde se observou uma larga banda na faixa de 240 a 500 nm, para o compósito P(VDF-TrFe):Al_2O_3, enquanto o P(VDF-TrFE):Al_2O_3

apresentou um pequeno pico na faixa de 360 nm. Em geral, mudanças na absorção óptica são acarretadas pela formação de radicais livres estáveis e conjugados, aparecendo bem definidas nos espectros excitacionais entre 180 e 500 nm. Os conjugados de C=C absorvem a 194 cm^{-1} para formação de simpletos, a 223 nm para dupletos e a 274 nm para tripletos. A energia da ligação C-H varia se esta ligado a carbonos primário, secundário e terciário, nas energias respectivas, 425, 411 e 404 $kJ.mol^{-1}$, o que demonstra que o carbono terciário nas ligações C-H podem ser rompidas com mais facilidade que aos ligados a carbonos primários ou secundários [4, 7].

4. CONCLUSÃO

Não houve diferença nos espectros avaliados na varredura de 8, 32 e 64 cortes, assim como na resolução de 1 a 4 mm do FTIR nos materiais poliméricos analisados. Dessa forma a escolha por um *setup* com menor número de cortes e resolução menor possibilitará uma varredura mais rápida, com resultados sem diferença em relação a *setups* com menores espessuras e maior número de cortes, que demanda maior tempo de análise. Na análise do UV-Vis, o suporte de espelho se apresentou melhor que no suporte de cubetas para posicionar os filmes dos compósitos durante as medidas e obter uma medida com menor variação.

AGRADECIMENTOS

Ao CDTN/CNEN, ao DEN/PCTN/UFMG, ao IMA/UFMG, à FAPEMIG e ao CNPQ.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] D. A., SKOOG *et al*. "Princípios de Análise Instrumental", 6ª ed. Porto Alegre, Ed. Bookman (2009).

[2] A. F. MAIA & L. V. E. CALDAS, "Calibração das câmaras de ionização para feixes de tomografia computadorizada no Brasil: A realidade atual", Radiol Bras., Vol. 39, Nº3, pp. 209–213 (2006).

[3] B. STUART. "Infrared Spectroscopy: Fundamentals and Applications", Ed. B. John Wiley & Sons, Ltd ISBNs: 0-470-85427-8 (HB); 0-470-85428-6 (PB) (2004).

[4] A. S. M. BATISTA. "Estudo dos efeitos da radiação gama na estrutura do homopolímero PVDF e seus copolímeros fluorados para aplicação em dosimetria gama de altas doses e na preparação de nanocompósitos com nanotubos de carbono e óxido de grafeno", Tese, Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (2012).

[5] C. C. P FONTAINHA. "Síntese e caracterização de Aluminas micro e nanoparticuladas dopadas com carbono (Al2O3:C) para aplicação em dosimetria das radiações", Dissertação de mestrado, Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (2010).

[6] R. R. MONTEIRO. "Preparação de Whiskers de Mulita Proveniente do Topázio Natural em Condições Controladas para Aplicações em Materiais Compósitos", Tese, Engenharia de Materiais, Universidade de Ouro Preto, Brasil (2014).

[7] A. S. MEDEIROS. "Investigação de danos induzidos pela radiação gama no homopolímero poli(fluoreto de vinilideno) e no copolímero poli(fluoreto de vinilideno – trifluoretileno) para aplicação em dosimetria de altas doses". Dissertação de mestrado, Engenharia Nuclear. Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil, (2007).

[8] E. FREIRE. "Estudo de misturas de Poli(Fluoreto de Vinilideno)/Poli(Metacrilato de Metila) processadas em condições de baixo e alto cisalhamento", Tese, Engenharia de Minas, Metalúrgica e de Materiais, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Brasil (2007).

[9] L.O FARIA & R.L. MOREIRA, "Structural and kinetic transitions in P(VDF– TrFE)/PMMA blends", Polymer, Vol. 40, pp. 4465–4471 (1999).

[10] S. YU *et al.*, "Formation mechanism of β-phase in PVDF/CNT composite prepared by the sonication method", Macromolecules, Vol. 42, pp. 8870-8874 (2009).

Id.: AP-32

ESTUDO DE ATENUAÇÃO DOS COMPÓSITOS POLIMÉRICOS: P(VDF-TRFE):LA_2O_3 e P(VDF-TRFE):Al_2O_3

Críssia C. P. Fontainha[1,2], Modesto Nunes[1], Luiz de O. Faria[3]

[1] Depto. de Anatomia e Imagem (IMA/ UFMG - MG)
Av. Prof. Alfredo Balena, 190, 30130-100 Belo Horizonte, MG, Brasil
[2] Depto. de Engenharia Nuclear (DEN / UFMG - MG),
Av. Antônio Carlos, 6627, 31.270-90 Belo Horizonte, MG, Brasil
[3] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Av. Antônio Carlos 6627, C.P. 941, 30270-901 Belo Horizonte, MG, Brasil
crissia@gmail.com

Palavras-Chave: atenuação, P(VDF-TrFE), FTIR, DSC, filme radiocrômico

RESUMO

Compósitos produzidos a partir de uma matriz polimérica, preenchida com os metais atenuadores, estão sendo desenvolvidos para as mais diversas aplicações, incluindo para a fabricação de protetores de radiação. Neste trabalho, os filmes P(VDF-TrFE): 8% La_2O_3 e P(VDF-TrFE): 8% Al_2O_3 foram preparados pelo método *casting*. A matéria prima foi caracterizada pela difração de raios X. As amostras foram irradiadas a 100 mGy. O filme radiocrômico XRQA2 Gafchromic® encontrava-se abaixo da amostra, tendo sido comparado posteriormente com o filme radiocrômico de referência, cujo feixe de raios X o irradiava diretamente. A curva de calibração foi traçada para as doses 20, 50 e 100 mGy. Para as irradiações com raios X, foram utilizadas as energias efetivas estabelecidas pela norma ISO 4037-1, da IEC61267:2005. Os valores dos coeficientes de atenuação de radiação dos compósitos foram avaliados para os padrões das qualidades de radiação da RQR2 (40 kV, 33 keV), RQR5 (70 kV, 54 keV) e RQR8 (100 kV, 83 keV). Os compósitos se apresentaram como bons candidatos para aplicação em procedimentos radiológicos médicos na faixa de energia de 54 keV, com atenuação entre 16 a 19%.

1. INTRODUÇÃO

Os compósitos poliméricos apresentam-se para as mais diversas aplicações. Para minimizar os efeitos deletérios da exposição à radiação, em procedimentos radiológicos médicos, existe o interesse de se reduzir as doses nas regiões de alto risco. Materiais atenuadores para síntese de compósitos são estudados na literatura, com elementos tais como, sulfato de bário, cobre, gadolínio, ouro, chumbo, molibdênio, ródio, prata, tungstênio, bismuto e de zinco [1], e aplicados atualmente como blindagem protetora em exames de Tomografia Computadorizada (TC) [2,3,4].

Os filmes radiocrômicos calibrados podem medir a isodose, levantando o tamanho e a distribuição da área irradiada e medir as intensidades das doses através da leitura da sua componente vermelha do espectro RGB. A sensibilidade do filme é uniforme e está na faixa de 0,1 a 20 cGy para energia gama na faixa de tensão de 20 a 200 kVp [5].

A matriz polimérica dos compósitos sintetizados neste trabalho, o polifluoreto de vinilideno trifluoretileno, P(VDF-TrFE), é obtida pela copolimerização do fluoreto de vinilideno (CH_2-CF_2) com o trifluoretileno (CHF-CF_2). Os monômeros do TrFE apresentam uma alta barreira rotacional, resultando em maior grau de irregularidades na fase cristalina que o PVDF [7,8]. O PVDF pode cristalizar nas fases

α, β, γ e δ. A fase α apresenta maior estabilidade com momento dipolar total nulo. As fases γ e δ são polares de estrutura monoclínica. A fase β é a mais importante por apresentar boas propriedades piezoelétricas e piroelétricas, sendo polar, de estrutura unitária de simetria ortorrômbica e conformação de cadeia planar em zig-zag [8].

Os materiais atenuadores utilizados para preencher a matriz serão a alumina e o óxido de lantânio. A alumina é um material cerâmico que se apresenta em diversas formas estruturais. Possui alta estabilidade óptica, química e térmica, quando submetidos à radiação ionizante. É encontrada na natureza na forma minério de coríndon e de esmeril. Sinteticamente, a alumina pode ser produzida em diferentes fases cristalinas, mas é na fase alfa que apresenta sua maior estabilidade termodinâmica [9]. O óxido de lantânio, La_2O_3, é um importante material antiferromagnético, devido à sua alta constante dielétrica e suas propriedades magnéticas e de magneto, e encontra-se na estrutura perovskita. Absorve com facilidade o CO_2 e é hidratado ao reagir espontaneamente, à temperatura ambiente, formando hidróxido de lantânio. A transformação de hidróxido de lantânio hexagonal, $La(OH)_3$, em óxido de lantânio hexagonal acontece a 490ºC. Tanto o hidróxido, como o óxido, cristalizam no sistema hexagonal [10].

Este trabalho justifica-se pela importância do estudo de compósitos atenuadores, obtidos com rotas simplificadas de síntese, para os exames radiológicos de imagem médica. Objetivou-se estudar a eficiência de atenuação da radiação dos compósitos sintetizados P(VDF-TrFE):La_2O_3 e P(VDF-TrFE):Al_2O_3.

2. METODOLOGIA

Para a síntese dos compósitos, os materiais atenuadores, La_2O_3 e Al_2O_3, foram pesados na concentração de 8% em relação à matriz polimérica, e misturados no solvente dimetilacetamida (DMAc). O ácido metacrílico (MMA) foi adicionado na proporção de 10:1 em relação ao material atenuador para auxiliar na dispersão. O polímero dissolvido na solução mãe da matriz polimérica foi adicionado à solução do material atenuador sob agitação magnética e aquecimento controlado. Depois foram levadas ao forno, sob a temperatura controlada de 60 ºC, para secar e formar o filme.

Os materiais em pó, do copolímero da matriz polimérica e do metal atenuador preenchedor, utilizados na síntese, foram submetidos a uma análise cristalográfica e foram comparados com os respectivos espectros-padrão no banco de dados JCPDS (*Joint Committee on Powder Diffraction Standards*) do ICDD (*International Centre for Diffraction Data*) no Laboratório de Cristalografia do Centro de Denvolvimento da Tecnologia de Energia Nuclear (CDTN/CNEN). A análise foi feita utilizando o programa *Peak Search.* Na configuração do difratômetro de fabricação Rigaku, modelo D\MAX ÚLTIMA automático, com tubo de raios X de cobre e, goniômetro θ-θ, a amostra permanece estacionária enquanto o tubo de raios X e o detector estão rotacionando ao seu redor. O ângulo formado entre o tubo e o detector é 2theta (2θ).

As irradiações foram realizadas no equipamento de raios X diagnóstico Pantak Seifert 320 kV no Laboratório de Calibração de Dosímetros do CDTN/CNEN. No processo de calibração dos feixes, utilizou-se a câmara de ionização da fabricante Radcal Corporation, modelo RC6, S/N 16951, acoplada a um eletrômetro da Keithley, modelo 6517, S/N 1138780. A calibração da câmara de ionização seguiu os protocolos da qualidade estabelecidos pela ISO 4037, com incerteza de ± 8 %. A norma ISO 4037-1 estabelece as séries *Low* (L), *Narrow* (N), *Wide* (W) e *High* (H) de raios X de referência filtrada e foi

adotada a filtração N, que consiste em 4 mm de alumínio mais a filtração adicional. As energias efetivas relativas aos espectros da série N são: N40 (33 keV), N60 (48 keV), N70 (54 keV), N80 (65 keV), N100 (83 keV) e N120 (100 keV) [11]. Para cada dose desejada o tempo e a distância são considerados, e para cada qualidade do feixe há um padrão de tensão de tubo (kV) e ajuste de filtração total, considerando as especificidades da camada semi-redutora e o coeficiente de homogeneidade. Para as irradiações com raios X, foram utilizadas as qualidades de radiação RQR2 (N40), RQR5 (N70) e RQR8 (N100). Foi utilizado o filme radiocrômico XRQA2 Gafchromic® adquirido da Oxigen. Os filmes dos compósitos foram posicionados em um suporte acrílico e debaixo de cada amostra. Para cada suporte um filme foi irradiado diretamente, sendo a referência da irradiação. Nesta configuração, um filme radiocrômico é diretamente exposto ao feixe de raios X e outro mede o feixe atenuado. A calibração foi feita na qualidade do feixe da RQR5, para as doses 0, 20, 50 e 100 mGy. Os filmes radiocrômicos irradiados, e os não irradiados de referência, foram condicionados, manuseados e digitalizados sob as mesmas condições, a fim de se obter um resultado confiável, na resolução de 600 ppi (*pixel* por polegada) e salvos em formato de arquivo de imagem de alta qualidade (TIFF) [5]. As imagens digitalizadas foram trabalhadas no *software* Image J® Free.

3. RESULTADOS

Na análise da cristalinidade das amostras, o difratograma do copolímero, Fig. 1, mostra o pico de difração $2\theta = 19{,}9^{o}$ correspondente às reflexões nos planos de orientação (110) e (200), atribuída à fase β polar do PVDF [12]. A alta intensidade do pico de difração indica um elevado grau de cristalinidade na fase β, em conformação com a fase β do PVDF. O difratograma da alumina microparticulada, Fig. 2, foi comparado com o banco de dados JCPDS (ICDD). A alumina apresenta-se predominantemente na fase alfa, α - Al_2O_3 [9]. No difratograma do La_2O_3 puro, Fig. 3, outras fases são apresentadas, como o $La(OH)_3$ e $La_2O_2CO_2$, (óxido de carbonato de lantânio). Estas fases são normais nos óxidos de lantânio, e não são consideradas como impurezas, pois o óxido é altamente higroscópico e estas fases já são esperadas [10].

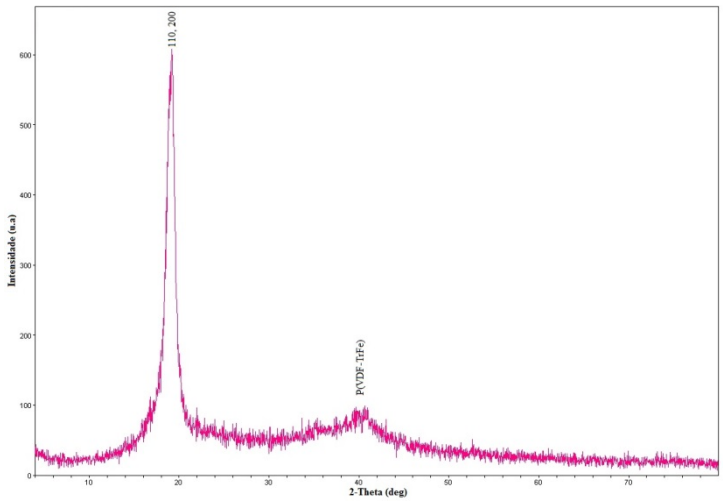


Fig. 1. Difração de raios X do copolímero, conformado na fase beta do PVDF.

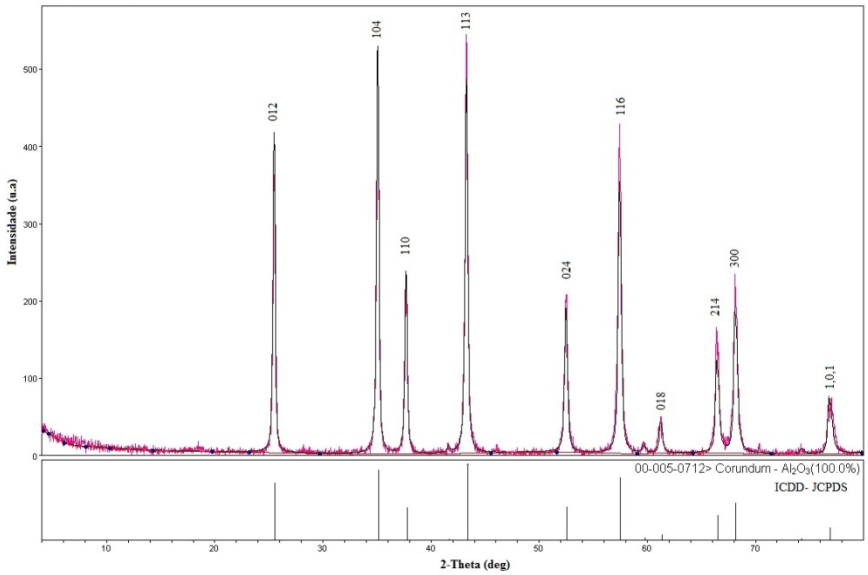


Fig. 2. Difração de raios X da alumina predominantemente na fase alfa.

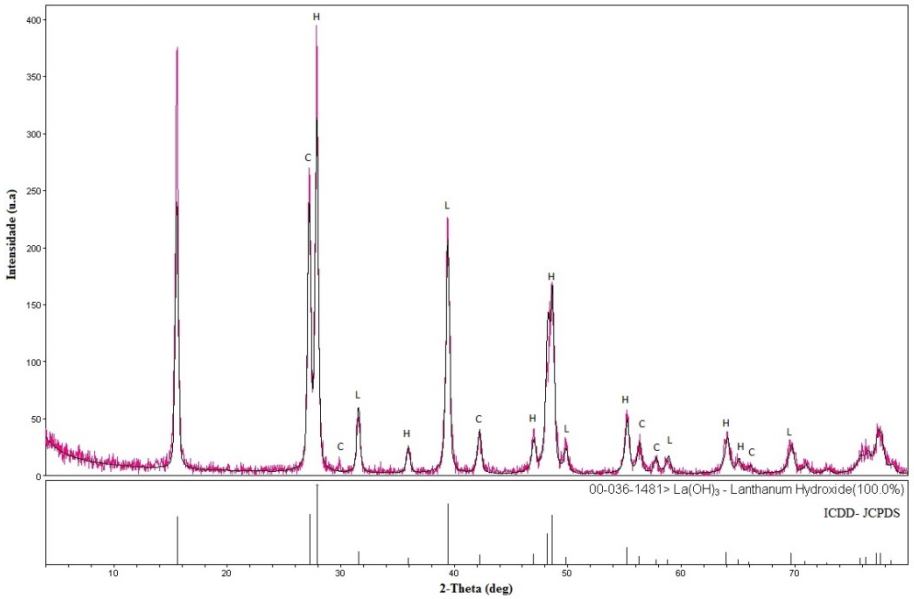


Fig. 3. Difratograma onde: (L) = La_2O_3, (H) = $(La(OH))_3$, (C) = $La_2O_2CO_2$.

À medida que o filme foi irradiado com doses maiores, o filme foi escurecendo proporcionalmente, e a componente vermelha medida foi diminuiu. Para efeito da construção do gráfico de calibração e análise dos dados, as medidas foram reduzidas do valor do filme sem irradiar, de forma que a dose a 0 mGy corresponda ao valor zero da componente vermelha. Na curva de calibração foi aplicado um filtro de ajuste de qualidade na curva com regressão de 95% na análise estatística. A equação 1, do ajuste da curva da calibração, e a equação 2 foram aplicadas para encontrar a dose (mGy), C_1, a partir dos valores da componente vermelha (*Red Net Color*) dos filmes radiocrômicos medidos, C_2. As amostras foram normalizadas para 100 μm de espessura.

$$C_2 = (-83{,}7549 \times e^{(-C1 \div 34{,}8904)}) + 112{,}265 \quad (1)$$

$$C_1 = -[\ln(112{,}265 - C_2) \div 83{,}7549] \times 34{,}9803 \quad (2)$$

Tab.1. Percentual de atenuação para diferentes padrões das qualidades de radiação para o filme radiocrômico XRQA2 Gafchromic®

Qualidade RQR / Energia (keV)	**8% Metal atenuador na matriz polimérica P(VDF-TrFE)**	**(1-D/D$_O$)*100 (%)**	**Desvpad (%)**
RQR2 (N40) / 33 keV	P(VDF-TrFE) puro	2,88	1,71
	La_2O_3/MMA	1,28	5,21
	Al_2O_3/MMA	10,96	4,44
RQR5 (N70) / 54 keV	P(VDF-TrFE) puro	7,89	1,91
	La_2O_3/MMA	16,48	5,45
	Al_2O_3/MMA	18,74	6,01
RQR8 (N100) / 83 keV	P(VDF-TrFE) puro	3,21	3,85
	La_2O_3/MMA	4,92	3,57
	Al_2O_3/MMA	9,86	9,66

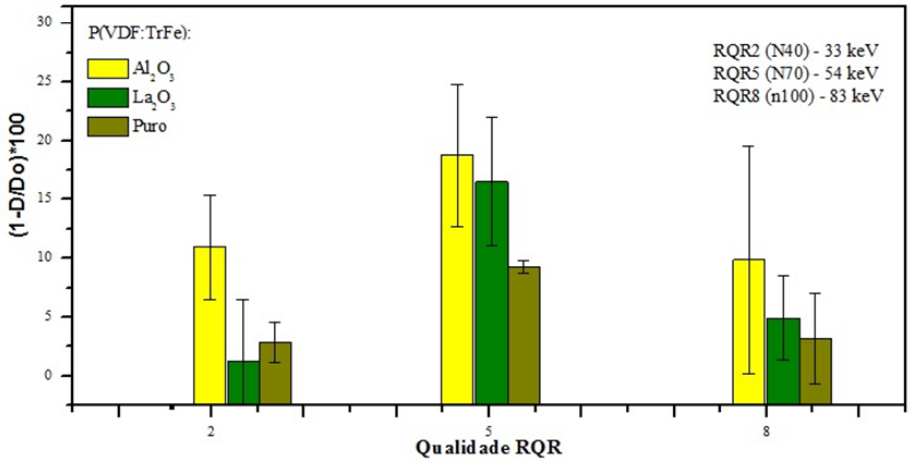


Fig.4. Percentual de atenuação do P(VDF-TrFE) preenchidos com La_2O_3 e Al_2O_3.

Os percentuais de atenuação de radiação são apresentados na Tab. 1, e estão representados na Fig. 4. Na qualidade da radiação RQR2, apesar de se esperar uma maior atenuação, devido à baixa energia média do feixe, ocorreu menor percentual de atenuação, tanto para os compósitos P(VDF-TrFE) preenchidos com Al_2O_3/MMA, tanto com La_2O_3/MMA. Considerando o feixe polienergético na energia média de 33 keV, os valores atenuados nesta região podem se encontrar na faixa da dependência energética do filme XRQA2, o que pode estar relacionado com a aparente menor atenuação medida em todos os compósitos. Na RQR5, observa-se que a atenuação entre os compósitos foi na faixa de 16 a 19%, o que pode sugerir que a energia média nesta qualidade favoreceu a atenuação dos compósitos. Os valores atenuados nesta faixa de energia encontraram-se dentro da sensibilidade ótima do filme radiocrômico e na eficiência dos compósitos. Na RQR8, o feixe de raios X possui fótons médios de maior energia, o que reduz a probabilidade de interação com os compósitos. Desta forma, esperava-se menor atenuação devido à maior penetrabilidade do feixe endurecido, como de fato ocorreu para os compósitos preenchidos com a alumina e com o óxido de lantânio. Desta forma, indica que apenas na faixa de energia da qualidade da radiação

RQR5 que estes materiais apresentariam melhor eficiência para aplicação em procedimentos radiológicos médicos.

4. CONCLUSÃO

As fases cristalinas dos materiais foram caracterizadas, onde o P(VDF-TrFE) apresentou-se em conformação na fase beta do PVDF, a alumina predominantemente na fase alfa e o óxido de lantânio apresentou outras fases do $La(OH)_3$ e do $La_2O_2CO_2$.

Os compósitos P(VDF-TrFE) preenchidos com 8% Al_2O_3/MMA e 8% La_2O_3/MMA apresentaram melhor eficiência na faixa de energia da qualidade da radiação RQR5, na faixa de 16 a 19% de atenuação, que na RQR2 e RQR8. Desta forma, estes materiais se tornam bons candidatos para aplicação em procedimentos radiológicos médicos na faixa de energia de 54 keV.

AGRADECIMENTOS

Ao CDTN/CNEN pela infra-estrutura disponibilizada. Aos departamentos da UFMG, DEN/PCTN e IMA. Aos fomentos FAPEMIG e CNPQ.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] J. P. MCCAFFREY *et al.*, "The attenuation effects of lead and non-lead materials used in radiation shielding garments. Medical Physics", Vol. 34, N°. 2 (2007).

[2] G. R. IBALL *et al*., "Modelling the effect of lead and other materials for shielding of the fetus in CT pulmonary angiography", The British J. of Radiology, Vol. 81, pp. 499–503 (2008).

[3] M. S. PARKER. *et al*., "Reduction of Radiation Dose to the Female Breast: Preliminary Data with a Custom-Designed Tungsten-Antimony Composite Breast Shield", The Journal of Applied Research, Vol. 6, N°. 3 (2006).
[4] D. J. MCLAUGHLIN & R.B MOONEY, "Dose reduction to radiosensitive tissues in CT. Do commercially available shields meet the users' needs?", Clinical Radiology, Vol. 59, pp. 446–450 (2004).

[5] A. T BAPTISTA NETO, *et al*., "Improving analysis of radiochromic films", Radiation Physics and Chemistry. http://dx.doi. org/10.1016/j.radphyschem.2013.03.016i. (2013).

[6] K. S. MONG. "Investigation of dose distribution to breasts in coronary angiography", Disseração de Mestrado, Engineering and Health Portfolio, RMIT University (2013).

[7] R. GIMENES. "Preparação e caracterização de compósitos polímero/cerâmica com potencial de aplicações médicas", Dissertação de mestrado do Instituto de Química da Universidade Estadual Paulista, Brasil (2001).

[8] L. JI-CHAO *et al*., "Vibrational modes analysis of poly(vinylidene fluoride-trifluoroethylene)", Chin. Phys. Lett. Vol. 20, Nº.6, pp. 921-923 (2003).
[9] C. C. P FONTAINHA. "Síntese e caracterização de Aluminas micro e nanoparticuladas dopadas com carbono (Al2O3:C) para aplicação em dosimetria das radiações", Dissertação de mestrado, Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (2010).

[10] R. R. MONTEIRO. "Preparação de Whiskers de Mulita Proveniente do Topázio Natural em Condições Controladas para Aplicações em Materiais Compósitos", Tese, Engenharia de Materiais, Universidade de Ouro Preto, Brasil (2014).

[11] IEC, International Electrotechnical Commission, "IEC 61267:2005-11: International Standard. Medical diagnostic X-ray equipment – Radiation conditions for use in the determination of characteristics", 2º ed. Geneva, Switzerland (2005).

[12] D. MAO *et al*., "Ferroelectric Properties and Polarization Switching Kinetic of Poly(vinylidene fluoride-trifluoroethylene) Copolymer", Ferroelectrics - Physical Effects, Chap.4 (2011).

Id: AP-33

ESTUDO DE COMPÓSITOS COM METAIS ATENUADORES E NANOTUBO DE CARBONO IRRADIADOS A ALTAS DOSES

Liliane A. Silva[1], Críssia C. P. Fontainha[1,2], Modesto Nunes[1], Luiz de O. Faria[3]

[1] Depto. de Engenharia Nuclear (DEN / UFMG - MG),
Av. Antônio Carlos, 6627
31.270-90 Belo Horizonte, MG, Brasil
[2] Depto. de Anatomia e Imagem (IMA/ UFMG - MG)
Av. Prof. Alfredo Balena, 190
30130-100 Belo Horizonte, MG, Brazil
crissia@gmail.com
[3] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Av. Antônio Carlos 6627, C.P. 941,
30270-901 Belo Horizonte, MG, Brazil
farialo@cdtn.br

Palavras-Chave: compósitos, nanotubos, altas doses de radiação, blindagem

RESUMO

A tecnologia aplicada para blindagem de radiação busca a eficiência e a durabilidade de materiais desenvolvidos e submetidos à taxa de radiação absorvida. Esta possibilidade se traduz no desenvolvimento da possível utilização de materiais de matriz polimérica para blindagem em diversos setores. Nesta vertente, foi investigado o comportamento dos compósitos produzidos a partir de uma matriz polimérica, preenchida com metais atenuadores, adicionando nanotubos de carbono de paredes múltiplas (MWCNT). Dentre os óxidos metálicos com alto coeficiente de atenuação mássico para fótons com energia variando entre 5 keV e 150 keV, o óxido de zircônia (ZrO_2) aparece como um dos bons candidatos para a investigação de nanocompósitos poliméricos com boas propriedades de atenuação da radiação. Adicionalmente, recentemente, nanotubos de carbono de paredes múltiplas foram relatados por agregar boas propriedades de atenuação quando envolvendo nanofilamentos de poliéster. Neste trabalho, foram analisados os compósitos P[VDF-TrFe] e P[VDF-TrFe]/8%ZrO_2:Y_2O_3 com e sem 0,5% MWCNT produzidos pelo método de *casting* antes e depois de irradiados com doses de 10, 50 e150 kGy. Foi possível identificar as vibrações moleculares dos átomos e grupos funcionais dos compostos utilizando a técnica de espectroscopia no infravermelho por Transformada de Fourier (FTIR), assim como seus respectivos grupos funcionais dos compostos e monitorar os mecanismos de degradação para polímeros através da foto-oxidação e termo-oxidação, que resultam na formação das ligações duplas C=C, C=O e hidroxilados (-OH) ocasionados pela irradiação. Tanto para compósitos P(VDF-TrFe)/MWCNT quanto para os compósitos P[VDF-TrFe]/8%ZrO_2:Y_2O_3, foi observado que a presença dos nanotubos de carbono inibem radio-oxidação das cadeias da matriz polimérica.

1. INTRODUÇÃO

Para minimizar os efeitos deletérios da radiação nos procedimentos de maior probabilidade e efeitos determinísticos há estudos de materiais para aplicação de protetores nas regiões de maiores riscos no paciente, tais como o sulfato de bário, aditivo radiopaco mais utilizado para compostos termoplásticos, por sua estabilidade e baixo custo. Já o tungstênio é compatível com a maioria dos polímeros, e possui mais do dobro da densidade do bismuto, fornecendo um alto nível de radiopacidade. Compostos de

bismuto, apesar de possuírem maior custo em relação ao sulfato de bário, possuem uma maior densidade, além de produzir um maior brilho, maior contraste em imagem mais nítida de raios X [1].

Atualmente, há uma grande variedade de materiais disponíveis para as mais diversas aplicações do mercado. Dentre eles, os compósitos poliméricos apresentam-se como materiais reconhecidos não convencionais de engenharia. O compósito é resultado da combinação de dois ou mais materiais, sendo distintos na forma e na composição química e possui características físicas, mecânicas e químicas diferentes dos componentes iniciais. Dentre os óxidos metálicos com alto coeficiente de atenuação mássico para fótons com energia variando entre 5 keV e 150 keV, o óxido de zircônia (ZrO_2) aparece como um dos bons candidatos para a investigação de nanocompósitos poliméricos com boas propriedades de atenuação da radiação. As interessantes propriedades ferroelétricas do copolímero P(VDF-TrFe) preenchidas com os materiais atenuadores ZrO_2, potencializadas ou não com MWCNTs motivaram diversas pesquisas buscando identificar mudanças ocorridas na estrutura e propriedades dos polímeros quando irradiados com radiação gama, visando a obtenção de melhores propriedades eletromecânicas[2].

Neste trabalho, foi realizado análises por FTIR antes e logo após as irradiações nas doses de 10, 50 e 150 kGy nos copolímeros com o objetivo de compreender a influencia do MWCNT no rearranjo estrutural dos mecanismos de degradação radioinduzidos logo após a irradiação. Procuramos também identificar alterações nos picos de absorbância em relação às taxas de doses nas amostras, visto que, a FTIR pode ser útil para completar a informação obtida na análise estrutural do polímero.

Os processos de reticulação e degradação nos polímeros irradiados com altas doses são evidenciados pela formação das ligações duplas C=C, a qual pode ser observada por FTIR, na região de bandas de absorção entre 1600 e 1650 cm^{-1} e entre 1800 e 1900 cm^{-1}.

Este estudo se torna estratégico na compreensão dos processos desencadeados pela interação da radiação com o polímero preenchida com metais atenuadores e inferi a interferência da adição de MWCNT no compósito. Esta possibilidade se traduz na viabilidade da sua possível utilização do copolímero para blindagem no sentido mais amplo da palavra: seja na área de rejeitos como uma nova alternativa de deposição final desse, seja na atuação em isolamento de ambientes hospitalares ou até mesmo na área espacial em revestimento de foguetes e aeronaves [3].

2. METODOLOGIA

Na síntese do compósito P(VDF-TrFe)/ZrO_2:Y_2O_3, o pó da ZrO_2:Y_2O_3 foi submetido a agitação magnética com temperatura controlada. Na síntese que envolve MWCNT a adição dos nanotubos ocorre pela solução do material atenuador com o polímero dissolvido. Em placa pétri, os compósitos são levados ao forno à temperatura controlada para secarem o solvente e tornarem-se filmes. Os compósitos foram irradiados com feixes envolvendo Co-60, abrangendo uma faixa de energia de 10 a 150 kGy.

Neste trabalho, compósitos de P(VDF-TrFe) e P(VDF-TrFe)/8%ZrO_2:Y_2O_3 preenchidos ou não com 0,5% MWCNT foram caracterizados por FTIR em um espectrômetro Bomem 100, com resolução espectral de 1 cm^{-1} e leitura com 32 varreduras à temperatura ambiente para números de onda variando de 200 a 4000 cm^{-1}. Em seguida, as mesmas amostras foram acomodadas em um suporte [Figura 1] para serem expostas à radiação em taxas de doses de 10, 50 e 150 kGy/h no Laboratório de Irradiação Gama (LIG) do CDTN, o qual é equipado com um Irradiador Panorâmico modelo IR-214, fabricado pelo MDS

Nordion, com uma fonte de Cobalto 60, armazenada a seco. Esta fonte possui meia vida de aproximadamente 5,27 anos e seus fótons são emitidos com energia de 1,17 a 1,33 MeV.

Fig. 1. Amostras acomodadas em um suporte para serem expostas à radiação em taxas de doses de 10, 50 e 150 kGy/h no Laboratório de Irradiação Gama.

As amostras após irradiadas, foram novamente submetidas à caracterização por FTIR. Os espectros obtidos estão apresentados na Figura 2 e na Figura 3.

3. RESULTADOS

3.1- P[VDF-TrFe]

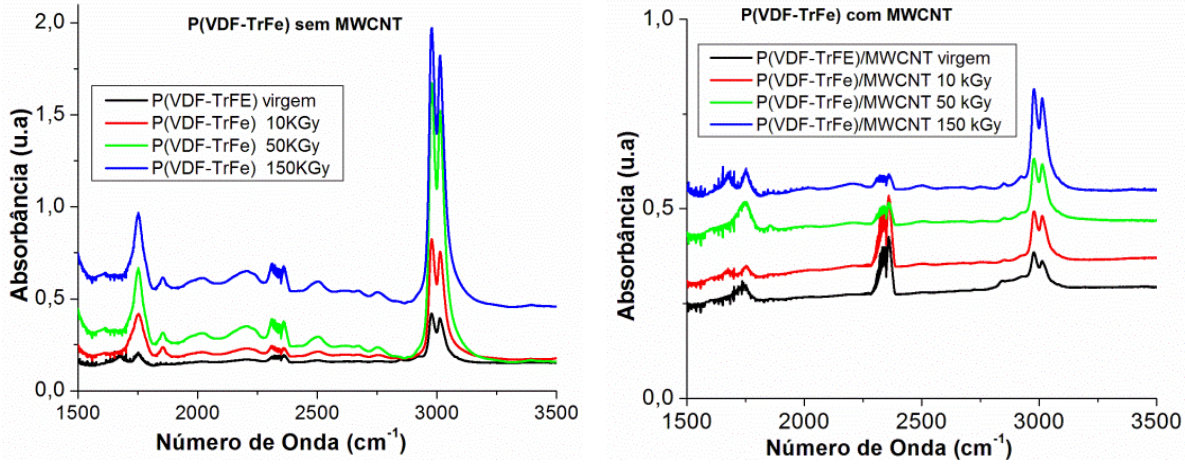


Fig. 2. Espectros obtidos das amostras P(VDF-TrFe) a) sem MWCNT; b) com MWCNT.

Na Figura 2 são apresentados os espectros de FTIR das amostras virgens e irradiadas com 10 kGy, 50 kGy e 150 kGy do copolímero P(VDF-TrFe) (Fig. 2(a)) e do nanocompósito P(VDF-TrFe)/MWCNT (Fig 2(b)). Na Fig. 2(a), as bandas observadas em 2980 e 3020 cm^{-1} são atribuídas ao estiramento simétrico e antissimétrico das ligações CH_2. As largas bandas observadas entre 2000 e 2300 cm^{-1}, embora pareçam estar aumentando a intensidade para doses mais elevadas, são também observadas no P(VDF-TrFe). Nos espectros das amostras do copolímero puro irradiadas é possível observar o aparecimento de uma larga banda de absorção em torno de 1750 cm^{-1}. A cadeia polimérica deste copolímero é formada pela combinação aleatória de 50% monômeros [CH_2-CF_2-] e 50% de monômeros [CHF-CF_2-]. Boulier at al. ,[4] realizaram um estudo meticuloso da radiólise do monômero [CH_2-CF_2-] e identificaram a larga banda em 1750 cm^{-1} como sendo a soma de três bandas em 1730 cm^{-1}, atribuída a oxidação da cadeia pela

formação de ligações C=O, e em 1715 e 1754 cm^{-1}, atribuídas à também a formação de ligações C=C, como listado a seguir:

1715 cm^{-1} estiramento C=C	$–CF_2–CH=CF–CH_2$.
1730 cm^{-1} estiramento do dímero C=O	$CF_2–CH_2–COOH$.
1754 cm^{-1} estiramento C=C	$–CH=CF_2$

É interessante lembrar que e estas ligações também podem ser radioinduzidas no monômero [$CHF-CF_2$-], uma vez que o átomo de hidrogênio está fracamente ligado à cadeia principal pela presença do átomo de Flúor. Nesta quebra de ligações é formado o gás HF. O pico de absorção observado em 1853 cm^{-1} é atribuído ao estiramento C=O. O efeito da introdução dos nanotubos de paredes múltiplas na matriz do copolímero pode ser analisado observando-se na Fig. 2(b).

Nos espectros das amostras irradiadas, note que a intensidade relativa da larga banda em 1750 cm^{-1} diminui e a banda em 1853 cm^{-1} desaparece. Somos então levados a concluir que o número de ligações C=O diminuiu drasticamente.

Essa banda foi observada apenas nas amostras desse copolímero adicionadas com MWCNT irradiadas à 50 kGy. Welter [5] atribuiu à banda de absorção em 1853 cm^{-1} à formação tipo cetona fluorada, R-C(=O)-F, formada pela absorção de oxigênio atmosférico, fato que pode explicar o comportamento observado, uma vez que as amostras estavam expostas ao ambiente. A diminuição observada da intensidade de absorção das bandas em 2980 e 3020 cm^{-1} à medida que se aumenta a dose irradiada, indica perda de átomos de hidrogênio pelos danos radioinduzidos do homopolímero PVDF, fato que corre através da cisão das cadeias com a conseqüente liberação de moléculas de H2, F2 e HF através de reações químicas ou por cisão direta das cadeias [3], [6]. Acompanhar esta banda de absorção, portanto, pode indicar a diminuição ou aumento da proporção de TrFe na cadeia do copolímero [7].

3.2 P[VDF-TrFe]/ZrO_2

Na Figura 5 são apresentados os espectros de FTIR das amostras virgens e irradiadas com 10 kGy, 50 kGy e 150 kGy do copolímero P(VDF-TrFe)/ZrO_2 (Fig. 3(a)) e do nanocompósito P(VDF-TrFe)/ZrO_2/MWCNT (Fig 3(b)).

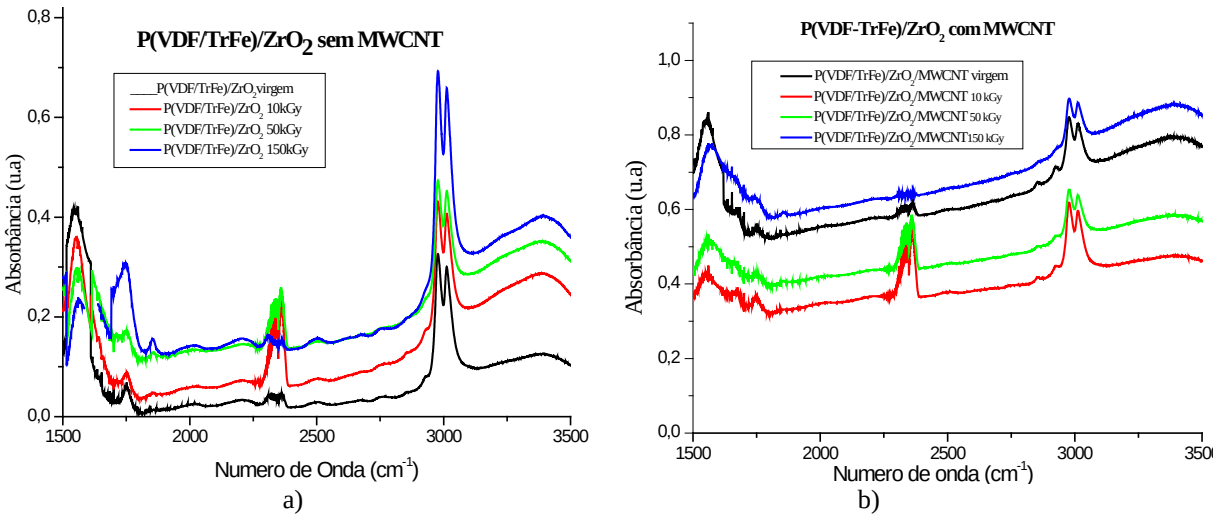


Fig. 3. Espectros obtidos das amostras P(VDF-TrFe)/ZrO_2 a) sem MWCNT; b) com MWCNT.

Também foi possível identificar na Figura 5 as bandas de absorção em 2980 e 3020 cm^{-1}; 2000 e 2300 cm^{-1} e as bandas na região de 1750 cm^{-1}. Assim como nos compósitos de P(VDF-TrFe) (Figura 2) observamos nas amostras P(VDF-TrFe)/ZrO_2 reforçadas com MWCNT que o aumento da intensidade relativa da absorção da banda na região de 1750 cm^{-1} em função do aumento da dose irradiada foi menor em relação àquelas sem os nanotubos. E a banda em 1853 cm^{-1} desaparece, reforçando ainda mais a teoria da ação inibidora do MWCNT no processo de radio-oxidação das cadeias poliméricas.

A banda observada em 1550 cm^{-1} é atribuída ao estiramento Zr-O. Observa-se a diminuição acentuada na intensidade da absorção dessa banda à medida que se aumenta a dose irradiada. Para doses de 1000 kGy, ela desaparece completamente [8]; [9].

4. CONCLUSÃO

A adição de MWCNT nos compósitos P(VDF-TrFe) e P(VDF-TrFe)/ZrO_2:Y_2O_3, foi realizada e caracterizada. Foi possível inferir, pela espectrometria FTIR que a presença do MWCNT nos compósitos diminui consideravelmente o número de ligações C=O, tanto para o nanocompósito P(VDF-TrFe)/MWCNT quanto para o P(VDF-TrFe)/ZrO_2/MWCNT, para doses de radiação gama acima de 50 kGy. Este fato também indica que para altas doses de radiação gama, os nanotubos de carbono, de alguma forma, começam a interagir com a matriz polimérica. Não foi possível observar nenhuma nova banda associada a esta interação. Por outro lado, é possível que, como o oxigênio do ar não está interagindo com as cadeias do P(VDF-TrFe) e também não há indícios de novas ligações C=O, somos levados a pensar que, na medida em que os hidrogênios são arrancados da cadeia principal, os nanotubos de carbono podem estar se ligando às cadeias do copolímero, no processo de irradiação [10].

5. AGRADECIMENTOS

Ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), pela infra-estrutura;

Ao Programa de Pós Graduação em Engenharia Nuclear da UFMG;

À CAPES, pelo suporte financeiro.

6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] http://www.lenntech.com.pt/periodico/bismuth.htm

[2] WELTER, C. et al.,"Relaxor Behavior of gamma-irradiated poly(vinylidene fluoride -trifluorethylene) copolymers", Physics Review B 67 (2003) 144103-1 -144103-7.

[3] Karthik K., Shivram B., "Protection of Commnication System from Solar Flares", 22nd Annual AIAA/USUC Conference on Small Satellites, SSC08-XI-2, USA 2007.

[4] BOULLIER, I. et al., A. Radiooxidation of Fluoropolymers: identification of oxidation products. Journal of Polymer Science: Part B: PolymerPhysics, 41, 1509 – 1517, 2003

[5] WELTER, C. "Comportamento relaxor de polímeros ferroelétricos submetidos à radiações eletromagnéticas". Tese de doutorado, Pós graduação em Física, Universidade Federal de Minas Gerais, 210 p., Belo Horizonte, 2008.

[6] TORRISI, L. et al., "Radiation effects of keV - MeV íon irradiated PVDF". Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 382, 361 – 364, 1996.

[7] GIL, H.A.C. et al., "Structural modifications of vinylidene fluoride-trifluoroethylene (70-30) copolymer induced by X-ray radiation". Polymer Degradation and Stability, 61, 265-273, 1998.

[8] Fontainha, 2016, "Compósitos feitos de Materiais Poliméricos e Metais Atenuadores e Estudo de sua Eficiência de Atenuação da Radiação como Protetor Moldável nos Procedimentos de Radiologia Intervencionista" tese de qualificação do Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais. Belo Horizonte.

[9] C.C.P Fontainha et al., "P(VDF-TrFe)/ZrO_2 Polymer-Composites for X-ray Shielding" Materials Research.,2016

[10] Batista, A. S. M. 2012. "Estudo dos efeitos da radiação gama na estrutura do homopolímero PVDF e seus copolímeros fluorados para aplicação em dosimetria gama de altas doses e na preparação de nanocompósitos com nanotubos de carbono e óxido de grafeno". Tese de doutorado do Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais. Belo Horizonte.

Id.:AP-34

DETERMINAÇÃO E ANÁLISE DAS FONTES DE INCERTEZA ASSOCIADAS AO CONTROLE DE QUALIDADE DO DOSÍMETRO CLÍNICO UTILIZADO EM RADIOTERAPIA

L. C. Fernandes[1], H. L. L. Silva[2], L. N. Malta[2], A. P. Mourão[1, 3]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais - Departamento de Engenharia Nuclear
[2] Santa Casa de Misericórdia de Belo Horizonte
[3]Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais
e-mail lorena.cfernandes@hotmail.com

Palavras-Chave: incerteza, dosímetro clínico, controle de qualidade

RESUMO

Com o avanço tecnológico na área de radioterapia surgiu a necessidade do controle de qualidade fosse realizado com maior rigor metrológico. O dosímetro clínico é um dos principais instrumentos envolvidos no controle de qualidade em radioterapia. Este equipamento é uma câmara de ionização de pequeno volume acoplada a um eletrômetro, sendo devidamente calibrado em um laboratório de metrologia (IRD/CNEN). Neste contexto, o presente trabalho, tem como objetivo demonstrar e analisar os testes de estabilidade que devem ser realizados no dosímetro clínico hospitalar, relatando e analisando, conjuntamente, todas as fontes de incerteza envolvidas e assim atestar ou não o uso deste equipamento para fins dosimétricos. O teste de estabilidade do dosímetro clínico foi realizado e todas as fontes de incerteza envolvida nestes testes foram agrupadas e analisadas em dois tipos: as obtidas por métodos estatísticos (tipo A), e as não obtidas por métodos estatísticos (tipo B). Os resultados não só demonstraram a reprodutibilidade das leituras corrigidas do dosímetro clínico durante o período analisado o que atesta sua estabilidade e o seu uso para fins dosimétricos, mas também demonstraram metrologicamente pela análise das incertezas envolvidas, que a incerteza expandida para o erro relativo determinada para k=1 e nível de confiança de 68%, está bem próxima do limite de estabilidade de ± 1,0% como exige a norma CNEN NN 6.10. Diante do exposto, este projeto demonstra não somente a importância dos testes de estabilidade do dosímetro clínico, mas a importância da análise de incerteza de qualquer procedimento metrológico, visto que qualquer procedimento de medição só é reprodutível em seus resultados se forem conhecidas e analisadas as suas fontes de incerteza.

1. INTRODUÇÃO

Na calibração do feixe de fótons de um acelerador linear utiliza-se dosímetro de tipo câmara de ionização acoplada a um eletrômetro [1]. O teste de constância da dose de referência faz parte do controle de qualidade do equipamento, e é recomendado por protocolos internacionais, como o TECDOC-1151, que visam garantir a precisão da dose prescrita ao paciente. No entanto, para realização do controle de qualidade dos Aceleradores Lineares, primeiramente deve ser garantida a confiabilidade do dosímetro clínico que será utilizado nos testes, ou seja, o dosímetro clínico também deve passar por um rigoroso controle de qualidade a cada 3 meses, para garantir sua estabilidade entre as calibrações no laboratório de metrologia, que ocorrem a cada 2 anos. Assim, a cada 3 meses devem ser realizados os testes de estabilidade do dosímetro clínico. Este teste consiste na estimativa do erro entre o valor convencional do fator de aferição padrão, obtido logo após a calibração no laboratório padrão, e o fator de aferição atual, obtido a cada 3 meses [1, 2].

O rigor metrológico exige que o resultado da medição só está completo se acompanhado de sua incerteza expandida e fator de abrangência para um determinado nível de confiabilidade. Esta prática não só contribui para avaliação da instrumentação envolvida no controle de qualidade, mas também permite realizar uma análise mais profunda do grau de contribuição de cada fonte de incerteza na incerteza combinada. Neste contexto, este trabalho tem como objetivo demonstrar não só os testes de controle de qualidade para um dosímetro clínico, do setor de radioterapia do Hospital Santa Casa de Misericórdia de Belo Horizonte, mas também as fontes de incertezas associadas à determinação dos fatores de aferição e o erro relativo e a partir disso analisar a adequação do sistema de medição para fins dosimétricos [2, 3, 4].

2. METODOLOGIA

Na determinação dos fatores de aferição, foi utilizado a instrumentação, cujas características estão apresentadas na Tab. 1. O fator de calibração do dosímetro clínico ($N_{D,w}$) é 0,0448 $Gy.ue^{-1}$ e os testes de controle de qualidade utilizados foram realizados segundo o TECDOC-1151 e IEC-6073, e os limites de aceitabilidade da norma CNEN NN 6.10 [1, 2, 5].

Tab. 1. Instrumentação utilizada para testes de estabilidade.

Dispositivo	**Fabricante**	**Modelo**	**Número de série**
Eletrômetro	Nuclear Enterprises	NE 2570B	722
Câmara de ionização	Nuclear Enterprises	NE 2571 (0,6 cc)	2255
Fonte teste de Sr-90	PTW	Test	75893
Termômetro	Princo	Especial	04839
Barômetro	CNMC	DB4195	1136
Cronômetro	Samsung	SM-J500M/DS	A3LSMJ500M

Neste trabalho foi utilizado o fator de aferição padrão sendo como o valor medido logo após a calibração do equipamento. Depois de 386 dias transcorridos foi medido novamente o fator de aferição e comparado com o fator de aferição padrão.

Para a realização das medidas a câmara de ionização foi inserida no orifício do recipiente que contém a fonte de Sr-90, e posicionada de tal forma que suas marcas de referência coincidissem. O dosímetro foi mantido em aquecimento por 15 minutos e estava em equilíbrio térmico com o ambiente.

Para verificação do funcionamento do dosímetro clínico foram realizados os testes de estabilidade e de fuga de carga. Para o teste de estabilidade foram realizadas dez medidas consecutivas da carga produzida na câmara de ionização, em intervalos de um minuto. Concomitantemente foram realizadas medidas da temperatura, pressão atmosférica e umidade relativa, para posteriores correções. No teste de fuga foi coletada a carga de ionização durante um período de tempo de 2 minutos e, posteriormente, o dosímetro clínico foi afastado da fonte. Foi verificado durante 10 minutos a leitura do eletrômetro para avaliar as variações do número de cargas coletadas.

No teste de estabilidade a leitura nominal, para um minuto, foi corrigida pela temperatura (20ºC), pressão atmosférica (101,325 kPa), decaimento radioativo da fonte entre as leituras atuais e padrão, e efeito da fuga do sistema, segundo a equação 1, dando origem ao fator de aferição corrigido atual, F_c.

$$F_c = \frac{\overline{L_n}.\left[\frac{(273{,}15 + T_{\circ C}).101{,}325}{293{,}15.P}\right]}{t.e^{(-ln2/T_{1/2}).T}} + f \quad (1)$$

Onde $\overline{L_n}$ é a média das leituras nominais corrigidas para 60s, $T_{\circ C}$ é a temperatura local, P é a pressão atmosférica local, f é a fuga do sistema dosimétrico, T é o tempo transcorrido a partir da data da aferição padrão, $T_{1/2}$ é o tempo de meia vida do Sr-90 e t é o tempo nominal de 60s.

O fator de aferição atual corrigido foi inter comparado com o fator de aferição padrão, F_p, obtido para T igual a zero na equação 1, uma vez que o tempo de decaimento foi contabilizado a partir desta primeira aferição. A equação 2 permite calcular o erro relativo entre os fatores de aferição.

$$\Delta\% = \left(\frac{F_c - F_p}{F_p}\right).100 \quad (2)$$

O cálculo da incerteza combinada é obtido através da equação 3, onde $u_c(y)$ é a incerteza padrão combinada de y, c_i é o coeficiente de sensibilidade de y em relação à fonte de incerteza x_i, e $u(x_i)$ é a incerteza padrão da fonte de incerteza x_i.

$$u_c(y) = \sqrt{\sum_1^i [c_i u(x_i)]^2} = \sqrt{\sum_1^i \left[\frac{\partial y}{\partial x_i} u(x_i)\right]^2} \quad (3)$$

A incerteza expandida $U(y)$ é obtida através da equação 4, onde U(y) é a incerteza expandida para um determinado nível de confiança, k é o fator de abrangência e $u_c(y)$ é a incerteza padrão combinada de y.

$$U(y) = k.u_c(y) \quad (4)$$

3. RESULTADOS

O primeiro teste de estabilidade do dosímetro clínico após a calibração no laboratório de metrologia resultou em um fator de aferição padrão: $F_p \pm U(F_p) = (9{,}266 \pm 0{,}091).10^{-3} nC.s^{-1}$, onde a incerteza expandida declarada é baseada na incerteza combinada multiplicada pelo fator de abrangência k=2, garantido uma confiabilidade de aproximadamente 95%.

Foi realizada uma nova aferição e inter comparada com o fator de aferição padrão. Na Tab. 2 são apresentados os resultados das medições obtidas para obtenção de um novo fator de aferição corrigido após 386 dias da aferição padrão, e substituindo estes dados na equação 1 obtém-se o novo fator de aferição atual corrigido de $9{,}274.10^{-3} nC.s^{-1}$.

Tab. 2. Resultado de medições para determinação do fator de aferição atual corrigido.

$\overline{L_n}$ (nC)	$T_{\circ C}$ (ºC)	P (kPa)	f (nC.s^{-1})	$T_{1/2}$ (dias)	T (dias)	t (s)
0,490	24,0	92,8	0	10508,35	386	60

Para determinação da incerteza expandida, utilizou-se as equações 3 e 4 para todas as fontes de incerteza apresentadas na Tab.3. Portanto, o resultado do fator de aferição atual corrigido é $F_c \pm U(F_c) = (9{,}274 \pm 0{,}094).10^{-3} nC.s^{-1}$. Substituindo os valores de F_p e F_c na equação 2 obtém o erro relativo entre os fatores de aferição de $\Delta\% =$+0,09%.

A Fig.1 apresenta as contribuições de cada incerteza associadas ao fator de aferição atual corrigido.

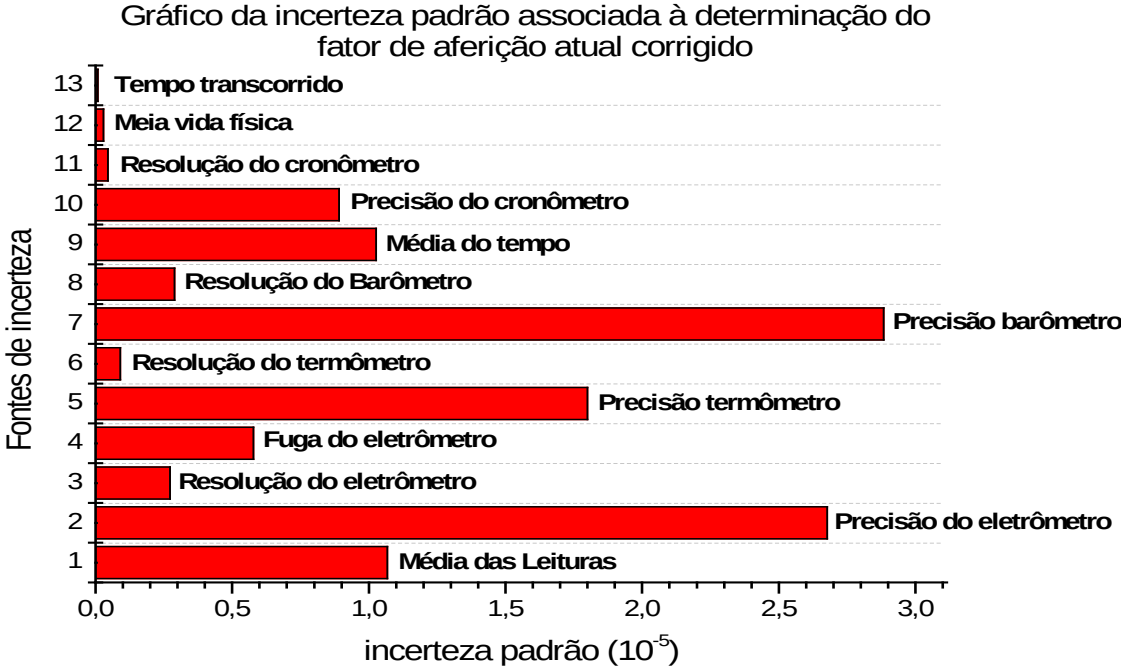


Fig.1. Incertezas padrão associadas ao fator de aferição atual corrigido.

Para determinação da incerteza expandida do erro relativo entre os fatores de aferição, utilizou as equações 3 e 4 e todas as fontes de incerteza relatadas na Tab.4. Portanto o erro da estabilidade do fator de aferição é: $\Delta\% \pm U(\Delta\%) = (0{,}09 \pm 0{,}71)\%$, onde a incerteza expandida declarada e baseada no fator de abrangência k=1, garantido uma confiabilidade de aproximadamente 68 %.

Tab. 3. Incertezas envolvidas na determinação do fator de aferição atual corrigido.

Fontes de Incerteza	**Símbolo**	**Tipo**	**Valor da Incerteza**	**Distribuição de probabilidade**	**Divisor**	**Incerteza normalizada**	**Coeficiente de Sensibilidade**	**Incerteza Padrão**	**Incerteza Padrão Relativa**
Média das leituras nominais normalizadas	$u(\bar{L}_n)$	A	1,785. 10^{-3} nC	T-Student	$\sqrt{10}$	5,645.10^{-4}	0,01892	1,0680.10^{-05}	0,115 %
Precisão do eletrômetro ±0,5% da leitura não corrigida	$u(E_{pre})$	B	2,450. 10^{-3} nC	Retangular	$\sqrt{3}$	0,1415.10^{-3}	0,01892	2,6772. 10^{-05}	0,289 %
Resolução do eletrômetro	$u(E_{res})$	B	2,5 .10^{-4} nC	Retangular	$\sqrt{3}$	1,443.10^{-4}	0,01892	2,7302 .10^{-06}	0,0294 %
Fuga do eletrômetro	$u(f_p)$	B	1,0. 10^{-5} nC	Retangular	$\sqrt{3}$	5,774.10^{-6}	1	5,7740. 10^{-06}	0,06226 %
Precisão do termômetro	$u(T_{\circ c})$	B	1,0ºC	Retangular	$\sqrt{3}$	0,577	3,1198.10^{-5}	1,8001. 10^{-05}	0,1941 %
Resolução do termômetro	$u(T_{\circ c_res})$	B	0,05ºC	Retangular	$\sqrt{3}$	0,0289	3,1198.10^{-5}	9,006.10^{-07}	0,0097 %
Precisão do barômetro	$u(P)$	B	0,5kPa	Retangular	$\sqrt{3}$	0,2887	9,9898.10^{-5}	2,8841. 10^{-05}	0,311 %
Resolução do barômetro	$u(P_{_pre})$	B	0,05kP	Retangular	$\sqrt{3}$	0,0289	9,9898.10^{-5}	2,8838 .10^{-06}	0,0311 %
Média do tempo normalizado (60s)	$u(t)$	A	0,21s	T-Student	$\sqrt{10}$	0,0664	1,5451.10^{-4}	1,0261. 10^{-05}	0,1106 %
Precisão do Cronômetro	$u(t_{_pre})$	B	0,1s	Retangular	$\sqrt{3}$	0,0577	1,5451.10^{-4}	8,9152. 10^{-06}	0,0961 %
Resolução Cronômetro	$u(t_{_res})$	B	0,005s	Retangular	$\sqrt{3}$	2,887.10^{-3}	1,5451.10^{-4}	4,4607. 10^{-07}	0,00481 %
Meia Vida física da fonte de Sr-90	$u(T_{½})$	B	21,9 dias	Retangular	$\sqrt{3}$	12,64	2,2462.10^{-8}	2,8392. 10^{-07}	0,003061 %
Tempo transcorrido entre aferições	$u(T)$	B	0,25 dias	Retangular	$\sqrt{3}$	0,144	6,1150.10^{-7}	8,8056. 10^{-08}	0,000949 %
Incerteza combinada	u_c	0,508 %							
Fator de abrangência	k	2							
Incerteza expandida*	U	1,02 %							

* Com fator de abrangência k=2, fornecendo um nível de confiança aproximadamente a 95%.

Tab. 4. Incertezas envolvidas na determinação do erro relativo entre o fator de aferição padrão e o fator de aferição atual corrigido.

Fontes de incerteza	**Símbolo**	**Tipo**	**Valor da incerteza ($nC.s^{-1}$)**	**Distribuição de probabilidade**	**Divisor**	**Incerteza normalizada**	c_i	**Incerteza padrão**	**Incerteza padrão relativa**
F_p	$U(F_p)$	B	$0{,}091.10^{-3}$	Normal	2	$0{,}0455.10^{-3}$	180,014	$4{,}9147.10^{-3}$	546,07%
F_c	$U(F_c)$	B	$0{,}094.10^{-3}$	Normal	2	$0{,}047.10^{-3}$	107,921	$5{,}072.10^{-3}$	563,59%
Incerteza combinada	u_c	784,75%							
Fator de abrangência	k	1							
Incerteza expandida	U	784,75%							

4. CONCLUSÃO

O teste de estabilidade do dosímetro clínico demonstrou que o erro de estabilidade é $\Delta\% = +0{,}09\%$ e atende ao exigido pelas normas que é de $\Delta\% = \pm 1{,}0\%$ [4]. A incerteza do erro de estabilidade foi de $U(\Delta\%) = \pm 0{,}71\%$ e demonstra que tem aproximadamente 68% de certeza que o erro de estabilidade se encontra entre + 0,80% e -0,62%, e que, portanto, não ultrapassa o limite de $\Delta\% = \pm 1{,}0\%$ exigido. Portanto o dosímetro clínico hospitalar testado é adequado para fins dosimétricos.

Para alcançar uma confiabilidade de aproximadamente 95% e ao mesmo tempo manter o erro de estabilidade associado à sua incerteza dentro do limite de $\pm 1{,}0\%$, ou seja, $\Delta\% \pm U(\Delta\%) < \pm 1{,}0\%$, teria que diminuir o valor de incerteza de algumas fontes, como por exemplo, a relacionada à precisão do termômetro, barômetro e do eletrômetro. Isto somente é possível com a compra de instrumentos mais precisos e para tanto uma análise custo-benefício deve ser realizada em conjunto com a análise da diminuição da incerteza expandida para verificar a viabilidade da aquisição de novos equipamentos.

AGRADECIMENTOS

Agradecimentos à Capes e ao Hospital Santa Casa de Misericórdia de Belo Horizonte.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Ministério da Saúde, “TEC DOC - 1151: aspectos físicos da garantia da qualidade em radioterapia”, Instituto Nacional de Câncer, Rio de Janeiro (2000).

[2] International Electrotechnical Commission, “Medical electrical equipment – Dosimeters with ionization chambers as used in radiotherapy”, IEC 6073, Geneva (2011).

[3] ABNT, “Avaliação de dados de medição: Guia para a expressão de incerteza de medição – GUM 2008”, INMETRO/CICMA/SEPIN, Rio de Janeiro (2012).

[4] Nuclear Enterprises, “Farmer Dosimeter Type 2570”, England (1992).

[5] CNEN, “Requisitos de segurança e proteção radiológica para serviços de radioterapia, Norma CNEN NN 6.10, resolução n° 176, (2014).

Id.: AP-35

PHYSICAL DISTRIBUTION AND RADIOLOGICAL CONTRAST OF CEMENTS IMPLANTED *IN VITRO* VERTEBRAE

C. J. Montaño[1], L. B. Nogueira[2], T. P. R. Campos[1]

[1] Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear, Av. Antônio Carlos 6627 Campus Pampulha. CEP 31270-9011, Belo Horizonte – MG, Brasil.
[2] Departamento de Anatomia e Imagem, Faculdade de Medicina, Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Prof. Alfredo Baena 190. CEP 30130-100, Belo Horizonte – MG, Brasil.

carlmont@ucm.es

Key-words: Bond cement, PMMA-Hydroxyapatite, Radiological contrast.

ABSTRACT

Vertebroplasty and Kyphoplasty have been studied for several years as percutaneous procedures for treatment of bone fractures, osteoporosis and other abnormalities in the skeletal system. Currently, these procedures have already been established as effective minimally invasive surgical procedures very promising in orthopedics and traumatology. Those procedures are guided by fluoroscopy using radiopaque substances such as barium sulfate $BaSO_4$. The improvements of the radiological contrast at the image are still necessary. In present study, we addressed the benefits of HAp as radiopaque element in the bone cement and the possibility of removing barium sulfate to reduce the toxicity of the material.

1. INTRODUCTION

A procedure was developed and first described in France in 1987 known as Vertebroplasty used as a percutaneous technique by means of an acrylic injected with a syringe into the fractured vertebra body. In the surgical context to this procedure, it is a minimally invasive technique for ambulatory nature. The technique was initially implemented for the treatment of vertebral hemangiomas and later was applied for decompression of fractures of osteolytic metastases and osteoporosis. Another percutaneous technique was introduced with use of PMMA (polymethylmethacrylate with chemical nomenclature $[CH_2C(CH_3)(CO_2CH_3)]_n$) as bone cement to join the fractured bone parts. In addition, it has been inserted into a balloon that it is inflated in order to restore the anatomical structure of the vertebra. Such percutaneous technique is known as Kyphoplasty. One of the major problems of the percutaneous techniques is the possible extravasations of cement outside the bone region where it aims to be located. One solution to this undesirable event is the decompression of the vertebra by re-intervention by surgery [1, 2, 3]. These percutaneous procedures are complementary to therapeutic treatments within tumor control [4]. In most cases patients have advanced metastatic disease stage and the radiation therapy is palliative. Some studies have proposed IMRT (Intensity Modulated Radiotherapy) or IGRT (Image-Guided Radiotherapy) as therapeutic treatments with less neurological impact on the marrow. Although demyelinating phenomenon of nerve tissues may occur since such structures are highly radiosensitive; it presents in lesser extension with IMRT and IGRT [5, 6, 7, 8]. At 2006, other options have been proposed in the field of radiation therapy based on the idealization of radioactive bone cement by our research group [9]. Such radioactive cement was addressed to treat bone metastases dealing with the elimination of

the clonogenic properties of the cancer cells together with the reinforcement of the bone structure. At 2009, it has been followed by the use of Quadramet (^{153}Sm-EDTMP) administered percutaneously in the affected region by means of protocol Khyphoplasty (Kyphon) [10].

There are a number of biophosphonates considered bioceramics which have already been studied. Among those that can highlight is the Hydroxyapatite (HAp with chemical nomenclature [$Ca_5(PO_4)_3(OH)$]), contains 69% of its composition equivalent to naturally bone and the 20% of collagen matrices fibers as connective tissue. Therefore, since HAp is part of the nature of the bone, it has already been proposed to be mixed with the PMMA reaching optimal adhesion's response of osteoblasts in the biomaterial [11, 12, 13].

Considering the cement implant, the improvement of the radiological contrast at the image is still necessary. In present study, we addressed the benefits of HAp as radiopaque element in the bone cement and the possibility of removing barium sulfate to reduce the toxicity of the material. Radiological images from X-ray and Ultrasonography are evaluated in cement implants in vertebrae.

2. METHODS

2.1. *In vitro* anatomical sample preparation

The separation of a section of a pig vertebral column, in a special cut provided by a meat market, was performed *in vitro* embed in an equivalent muscle tissue, maintaining anatomically its structure without considering distinct anthropometric characteristics of the model. The structure was immediately cooled to -18 C to reduce the effect of decomposition.

2.2. Synthesis of the composite

The composite was prepared in cold based on PMMA, HAp, barium sulfate so that the dilution held excess water as dissolvent. The solution in deionized water was done primarily to modulate the phases of the acrylic in order to increase the polymerization time by mean of stirring of the mixture. Both PMMA as the instruments in the mixture were also cooled due to polymerizing effect that is proportional to the temperature increase. The HAp was synthesized by the sol-gel method according to [9] and [14] after to mix the components the solution was left for 24 hours in a closed beaker to force the precipitate's product, the nucleation and formation of colloids. The compounds used for the synthesis of HAp were 3.937 g of $Ca(NO_3)_2 \cdot H_2O$, 0.69 mL of H_3PO_4, 2 mL of $CH_3(OH)$ and water as solvent in excess. Subsequently the sample was heated in an oven ramped from room temperature to 100 °C for 22 hours as follows: from room temperature to 80 ° C at a rate of 0.306 °C.min^{-1}, then an isotherm 360 minutes, subsequently to 100 °C a ramp at the rate of 0.333 °C·min^{-1} and finally an isotherm 720 minutes. The next day, the sample was heated from room temperature to 720 °C at a rate of 6 °C·min^{-1}, then 60 min isotherm. The HAp powder is macerated and mixed in different proportions with the MMA (Metil Etil Metacrilate ($C_5H_8O_2$)) to produce 0.5 g of bone cement in a binary system (1-x)MMA-xHAp, where [x] is the concentration of HAp in the mixture as shown in Tab 1. The concentrations (1) and (2) were presented in this preparation only.

Tab. 1. Concentrations [x] bone cement to produce 0.5 g of the binary system (1-x)MMA-xHAp.

Nº	Concentration [x]	MMA ($C_5H_8O_2$)	HAp($Ca_5(PO_4)_3(OH)$)
1	0.00000	0.50000	0.00000
2	0.50000	0.08310	0.41690

2.3. Cement injection

The cement was injected into vertebral models designed in the laboratory drilling the vertebral body with a bent 45° to the midsagittal plane simulating drilling needle Vertebroplasty kit.

2.4. Radiological contrast

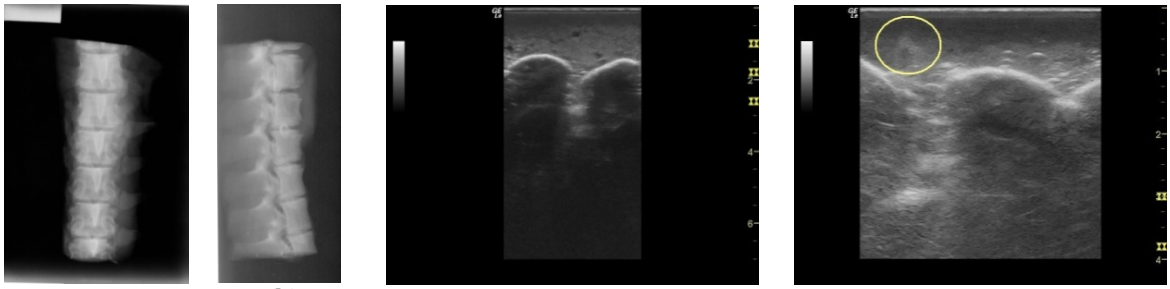
The X-ray machine used was the BR 100, a transportable model with performance 100 mA and 90 kV. The BR 100 is composed with an X-ray tube sealed and linked to a telescope that is connected to the apparatus column than have an arm which allows depending on the movement necessary adjustment of the distance between tube and film that is studied radiographically. It also has a command table with the control elements necessary for desired voltage and intensity. According to the radiological techniques, exposure time of 0.50 s, current of 70 mA, voltage of 60 kV and DFF of 85 cm were applied in thoracic vertebrae. After the development processing, films were digitized to study the radiological contrast in each of the vertebrae that was implanted the bone cement. Contrast was evaluated in different points.

2.5. Ultrasonography images

The GE Healthcare ultrasound equipment LOGIQe REF. 5199704 made in China in 2008 was used for image guided in the Vertebroplasty simulating procedure with the pig vertebral column. One 12L-RS probe was used in B-cine mode with a signal of 12 MHz and with a maximum depth of 7 cm for the configuration abdominal type examination in addition before to the application of the contact gel for pig column model in vitro. In the second image signal was 10 MHz and the depth of field of ultrasound was defined to 4 cm.

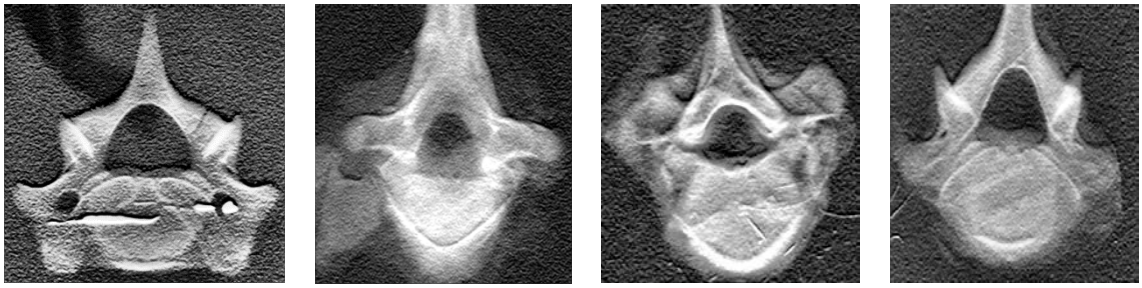
3. RESULTS

The images of the phantom taken with radiology team have good contrast even though the parts are embedded in a tissue simulating equivalent soft tissue. According to Fig. 1(a), an anterior-posterior frontal shot was made, in which the X-ray beam had to overcome apart phantom also the styrofoam lid container 2 cm that contains. The polystyrene and the surrounding soft equivalent tissue have a lower attenuation coefficient than to bone tissues. In Fig. 1 (b), a side-sagittal image was shooting. The x-rays had to overcome two lids that are part of styrofoam container with 2 cm every one, maintaining good contrast. In Fig1(c) and Fig. 1(d), images provided by ultrasound equipment, simulating the lumbar puncture protocol, are presented. A good contrast of the spinous processes, transverse and upper and lower joints, is observed. Just as the needle is guided by the spinous processes in the lumbar puncture for patients in gestation, it is possible to do the same in Vertebroplasty, with the difficulty of invading the field temporarily while the needle is inserted into the body of the vertebra. However, to control the flow of cement during insertion fluoroscopy is necessary.



(a) (b) (c) (d)

Fig. 1. X-ray and ultrasound images in vitro from vertebrae model is presented. In (a) and (b), frontal and sagittal radiological images are observed, respectively. In (c) and (d), there are ultrasound images; and, (d), a dynamic anomaly shows the insertion of the needle.



(a) (b) (c) (d)

Fig. 2. Radiological images of four vertebral models. In (a) the vertebrae has molten lead. (b) PMMA injected. (c) PMMA + 10% $BaSO_4$ were injected. (d) x = 0.5 of the bone cement.

The following images as shown in Fig. 2 were taken from four vertebral bodies. In Fig. 2(a), one of them is observed with an inlay of a small mass of lead in the linear shape that will be used as reference point to evaluate the radiological contrast of the other three images. In Fig. 2(b), a vertebral body with an abnormality is observed corresponding to the perforation made to the vertebral body in which PMMA was injected. In Fig. 2(c), it was injected PMMA with 10% $BaSO_4$ and no abnormalities indicating that the cement was largely diffused in bone piece. In Fig. 2(d), polymerizing bone cement (1-x) PMMA-xHAp with a concentration [x], x = 0.5 HAp in the mix was injected. As in Fig. 2(c) the cement is well spread in the bone piece and with better contrasts which identifiable in the area of the perforation of the vertebral body. An interesting aspect was that, despite $BaSO_4$ suppress in the bone cement, this still shows a good radiological contrast.

The physical distribution of this biomaterial was observed through X-ray images after application of the cements in liquid phase. It has been spread 5 up to 20 mm into the vertebrae from the inject point. It demonstrated that such biomaterial can be incorporated adequately and a large amount of the cold cement can be well distributed in the vertebral structure. The spatial distribution of cement in regions III and IV of each vertebra is optimal intervened in the spongy tissue. Radiological response of the cement was demonstrated on the radiological films.

4. CONCLUSIONS

The spatial distribution of this material was observed through radiological images obtained after cement application showing the possibility of incorporating adequate amount of cement mass in the bone structure. It guaranteed the radiopaque nature of the bone cement. After cross cutting in some of the vertebrae, it was observed that the compound was solidified after being injected. Also, the spreading of the material in bone tissue was larger in the spongy bone tissue. A pair of puncture on the lumbar vertebrae can reduce the unwanted effect of extravasation due to the *in situ* decompression.

Since these compounds are used for the purpose of be absorbed and reabsorbed bone tissues, it is very important to reduce toxicity suppressing as much as possible the substances which are not completely biocompatible with organic tissues, as radiopaque compounds used in medical imaging, without affecting significantly their action. All biological effects that may be induced by the excess of HAp must be considered in order to calculate the proportions of HAp in the cement. In addition, the desirable porosity for migration of bone cells is required. Also, porosity is essential to spread the cement and facilitate the join of fractured pieces, as the case is required.

Percutaneous column procedures guided by fluoroscopy have been already proposed. One of the major problems in radioactive cements is directly related to vertebrae dose because dose must be planned with high precision to avoid negative responses subsequent to radiotherapeutic treatments. In the Ultrasound image the commercial teams gradually have improved their services and today are already possible to reconstruct live images in 3D which is known as the 4D mode. Thus, fluoroscopic image remains needed to avoid extravasation of the cement outside the vertebral body.

ACKNOWLEDGEMENT

The researchers appreciate all the contributions related with to anatomical knowledge and surgical protocol delivered by the MD. Olga Lucia Maquilon Moreno from Clínica Rey David - COSMITET LTDA. IPS in Cali-Colombia (Health Care Provider). We also thank CAPES and CNPq for funding this project.

REFERENCES

[1] G. Chen et al., “Percutaneous kyphoplasty in the treatment of painful osteoblastic metastatic spinal lesions”, Journal of Clinical Neuroscience, Vol. 20, pp. 948–950 (2013).

[2] F. R. Hendrickson et al., “Radiation therapy for osseous metastasis”, J. Radiation Oncology Biol. Phys., Vol. 1, pp. 275-278 (1976).

[3] P. C. Gerszten, “The Role of Minimally Invasive Techniques in the Management of Spine Tumors: Percutaneous Bone Cement Augmentation, Radiosurgery, and Microendoscopic Approaches”, Orthop Clin North Am., Vol. 38, Num. 3, pp. 441-450 (2007).

[4] T.S. Kaneko et al., “Evaluation of a radiation transport modeling method for radioactive bone cement”, Physics in Medicine and Biology, Vol.55, Num. 9, pp. 2451-2463 (2010).

[5] B. Emami et al., "Tolerance of normal tissue to therapeutic irradiation". Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys., Vol. 21, Num. 1, pp. 109-122 (1991).

[6] S. Ryu et al., "Partial volume tolerance of the spinal cord and complications of single-dose radiosurgery", Cancer, Vol. 109, Num. 3, pp. 628-636 (2007).

[7] Y. Yamada et al., "High-dose, single-fraction image-guided intensity-modulated radiotherapy for metastatic spinal lesions", Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys., Vol. 71, Num. 2, pp. 484-490 (2008).

[8] S. Ryu et al., "Image-guided and intensity modulated radiosurgery for patients with spinal metastasis". Cancer, Vol. 97, Num. 8, pp. 2013-2018 (2003).

[9] T.P.R. Campos, R.D. Macedo, Compósito Ósseo Radioativo, PI 0605721-7 A2, 2006, INPI – Instituto Nacional de Propriedade Industrial, http://www.inpi.gov.br

[10] H. Ashamalla et al., "Phase I Trial of vertebral intracavitary cement and samarium (VICS): Novel technique for treatment of painful vertebral metastasis", Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys., Vol. 75, Num. 3, pp. 836-842 (2009).

[11] S. V. Dorozhkin, "Calcium orthophosphates in nature, biology and medicine", Materials, Vol. 2, Num. 2, pp. 399-498 (2009).

[12] A. E. Hirsch et al., "Polymethylmethacrylate and Radioisotopes in Vertebral Augmentation: An Explanation of Underlying Principles", Pain Physician, Vol. 12, Num. 5, pp. 887-891 (2009).

[13] S. V. Dorozhkin, "Bioceramics of calcium orthophosphates", Biomaterials, Vol. 31, Num. 7, pp. 1465-1485 (2010).

[14] R. Z. Legeros, et al., "Biphasic calcium phosphate bioceramics: preparation, properties and applications", J. Mater. Sci. Mater. Med, Vol. 14, Num. 3, pp. 201-209 (2003).

Id.: AP-37

FATORES DE EQUILÍBRIO E DOSES EM MINAS SUBTERRÂNEAS BRASILEIRAS

T. O. Santos[1,2], Z. Rocha[2], P. Cruz[3], V. A. Gouvea[3], F. L. S. Borges[3], J. B. Siqueira[3]

[1] Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Professor Alfredo Balena, 190, Belo Horizonte, Brasil.

[2] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Av. Antônio Carlos, 6627, Belo Horizonte, Brasil.

[3] Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN (Sede), Rua Gal Severiano, 90, Rio de Janeiro, Brasil.

talitaolsantos@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Radônio, Fator de Equilíbrio e Dose

RESUMO

Rochas, solos e águas possuem radionuclídeos de ocorrência natural. Dentre estes, destaca-se o ^{238}U e ^{232}Th e seus produtos de decaimento. A distribuição de tais radioelementos em termos de concentração de atividade depende do tipo mineral e da origem. Dessa forma, todo processamento técnico de minerais resulta na liberação de radionuclídeos de meia-vida longa e curta, principalmente de radônio e sua progênie. Assim, é importante monitorar esse gás e seus produtos em minas subterrâneas a fim de avaliar o risco radiológico para os trabalhadores ocupacionalmente expostos. Inserido nesta preocupação que é global, medidas da concentração de radônio e da sua progênie, cálculo do fator de equilíbrio e estimativa de dose foram realizadas para 5 minas subterrâneas do Brasil. A concentração de radônio e da sua progênie foram determinadas utilizando os monitores contínuos AlphaGUARD PQ2000PRO (Saphymo) e DOSEman Pro (Sarad), respectivamente. O estado de equilíbrio entre o radônio e sua progênie foi avaliado. Baseado nestes dados, estimou-se a dose efetiva anual para os mineiros de acordo com a metodologia recomendada pela UNSCEAR, 2000. Assim, a Concentração de Radônio variou de 60 a 4964 $Bq.m^{-3}$ e a Concentração Equivalente de Equilíbrio se encontra faixa de 12 a 1174 $Bq.m^{-3}$. O valor médio dos fatores de equilíbrio obtido para as 8 minas foi de 0,4 (0,2 – 0,7). Com isso, os valores de dose efetiva para os trabalhadores das minas medeiam o seguinte intervalo: 0,2 a 21 $mSv.a^{-1}$, com valor médio de 9,8 $mSv.a^{-1}$. Portanto, os resultados mostram a relevância de avaliar continuamente e permanentemente o comportamento do radônio e da sua progênie e de adotar medidas de segurança contra a radiação natural no ambiente de minas subterrâneas.

1. INTRODUÇÃO

Os radionuclídeos de ocorrência natural, urânio e tório seus produtos de decaimento, estão presentes em concentrações variadas nos materiais geológicos, especialmente em rochas e solos. Os níveis específicos desses radioelementos estão relacionados ao tipo e origem das rochas [1]. Sabe-se que são litófilos e se concentram preferencialmente nas rochas ígneas ácidas, entre as quais se encontram o granito, e não nas básicas e ultrabásicas [2]. As rochas sedimentares, em geral, contêm níveis baixos de radioatividade natural. Entretanto, existem algumas exceções como os arenitos e as rochas fosfáticas que com frequência apresentam concentrações relativamente altas de radionuclídeos naturais [1].

Durante a abertura de minas subterrâneas, radionuclídeos de meia-vida longa e curta provenientes das séries naturais do urânio e tório são liberados e concentram-se em tais ambientes tornando poluidores potenciais [3]. Dentre esses, destaca-se o radônio e sua progênie que são considerados a principal fonte de exposição à radiação em minas subterrâneas [4,5].

No que tange à sua formação, o radônio é produzido pelo decaimento do rádio presente no corpo mineral e por recuo emana da matriz sólida dos materiais para os interstícios dos grãos preenchidos com ar ou água ou para os planos de fraturas das rochas [6]. Logo após ser emanado, o gás tende a migrar-se por difusão molecular ou fluxo convectivo no sentido da superfície, onde a porção que não decaiu no percurso exala para o interior das galerias. Outro mecanismo de transporte do radônio para os ambientes das minas é a circulação de águas cuja concentração de radônio depende dos tipos de rochas, do volume relativo de água e da temperatura. A importância de cada processo de transferência relaciona-se com as fraturas tectônicas e geológicas da formação e do comportamento hidrogeológico do aquífero nas operações de mineração [4].

O radônio, depois de exalado, migra ao longo das correntes de ventilação enquanto forma seus produtos de decaimento de meia-vida curta: ^{218}Po, ^{214}Pb, ^{214}Bi e ^{214}Po. O radônio e sua progênie no interior de minas subterrâneas é uma preocupação internacional [3,5,7,8,9,10,11,12]. A dose correspondente ao radônio é atribuída à sua progênie que quando inalada deposita-se no pulmão, especialmente no trato respiratório superior, e irradia o tecido pulmonar ao decair. Estudos epidemiológicos revelam uma forte correlação entre câncer de pulmão e exposição ao radônio. Assim, a Organização Mundial da Saúde classifica o radônio como um carcinógeno humano [13]. Diante disso, torna-se imprescindível avaliar a distribuição e a origem do radônio em minas subterrâneas visando mitigação e o atendimento aos padrões de proteção radiológica.

Diante disso, torna-se imprescindível avaliar a dose devida aos produtos de decaimento do radônio, a qual os mineiros estão expostos. Para estimar a dose, em geral, mede-se a concentração de radônio e assume-se um Fator de Equilíbrio (F) entre o radônio e sua progênie usualmente 0,4 ou 0,5. Entretanto, na realidade, as concentrações de radônio e sua progênie variam significantemente com o tempo e o espaço [14]. Alguns fatores contribuem para a variabilidade da concentração desses radionuclídeos, são eles: a formação geológica, o teor de urânio, tório e rádio, a taxa de exalação de radônio devido às diferenças de pressão, o grau de diluição, a porosidade, a umidade, o tipo de mina, a idade do ar dentro da mina e as condições de trabalho, particularmente o grau de ventilação [4,5,7,8]. Contudo, a adoção de um valor para F pode não refletir as condições reais de uma mina [14]. Esse problema pode ser resolvido através de determinações experimentais de tal fator.

Neste contexto, o presente trabalho objetiva determinar o fator de equilíbrio a fim de avaliar a dose em 8 minas subterrâneas no Brasil. As minas incluem extração de algamatolito, carvão, esmeralda, fluorita, turmalina, schelita e zinco. Este trabalho é resultado do “Projeto Radônio” realizado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear e os resultados obtidos contribuirão para as discussões necessárias à elaboração das normas ou posições regulatórias.

2. METODOLOGIA

2.1. Concentração de Radônio no Ar

As medições da concentração de radônio no ar foram executadas com o detector Alpha*GUARD* PQ2000PRO (Saphymo GmbH). O Alpha*GUARD* opera segundo os princípios de uma câmara de ionização pulsada. A técnica consistiu em instalar o Alpha*GUARD* no ambiente interior das minas no modo difusão por aproximadamente 2 dias de acordo com o protocolo para medições de curto prazo [15]. Neste trabalho, o equipamento foi programado para intervalos de amostragem de 10 minutos ou eventualmente de 60 minutos, atuando como um detector passivo contínuo. Os pontos amostrados consistiram de frentes de trabalho, galerias e locais onde os mineiros permaneciam a maior parte do tempo e o equipamento encontrava-se seguro. Além da concentração de radônio, informações de data, hora, temperatura, umidade relativa e pressão barométrica foram também registradas. O limite de detecção do Alpha*GUARD* é 2 $Bq.m^{-3}$. Os dados foram obtidos e tratados com o software DataExpert [16].

2.2. Progênie do Radônio no Ar

As análises por espectrometria alfa, para determinação da progênie do radônio, foram realizadas utilizando o detector DOSE*man* Pro (SARAD). Grandezas e unidades especiais são usadas para caracterizar a concentração da progênie do radônio no ar como: Concentração de Energia Alfa Potencial (CEAP) e Concentração Equivalente de Equilíbrio (CEE). A CEAP é definida como sendo a soma das energias alfa potenciais emitidas pela progênie do radônio por unidade de volume de ar. Essa grandeza pode ser expressa em termos da CEE, que corresponde à concentração de radônio em equilíbrio radioativo com sua progênie de meia-vida curta, que liberaria a mesma CEAP que a mistura real não equilibrada [17]. Neste equipamento, amostras de particulados de aerossóis são coletadas, por sucção de ar, em um filtro, que é analisado continuamente por um detector de silício com respeito à energia de decaimento alfa. Utilizaram-se intervalos de amostragem de 60 minutos.

2.3. Fator de Equilíbrio

Para a determinação do fator de equilíbrio, o Alpha*GUARD* foi instalado juntamente com o DOSEman nas minas subterrâneas estudadas. Dessa forma o fator de equilíbrio (F) foi calculado através da seguinte equação (UNSCEAR, 2000): $F=CEE/C_o$. Onde C_o é a concentração de radônio no ar. O F caracteriza o desequilíbrio entre radônio e sua progênie em termos da energia alfa potencial. Este fator tem sido amplamente estudado em condições distintas para avaliar a dose que as pessoas estão expostas para uma dada concentração de radônio [18]. Normalmente, quando não se tem informação ou resultados experimentais, recomendam-se a adoção de um fator de equilíbrio médio de 0,4 [1, 17].

2.4. Dose efetiva anual

A dose efetiva anual (H), por sua vez, foi estimada de acordo com a metodologia descrita no relatório UNSCEAR 2000, na qual: $H = C_o.F.T.k$. Onde T é o tempo de permanência em locais de trabalho, T= 2000 $h.a^{-1}$ (ICRP, 1993), e k é o fator de conversão, k= 9 nSv $(Bq.h.m^3)^{-1}$[1].

3. RESULTADOS

Os valores médios da Concentração de Radônio (C_{Rn}), da Concentração Equivalente de Equilíbrio (CEE), do Fator de Equilíbrio (F) e da Dose Efetiva Anual devido à progênie do radônio (H) para as 8 minas subterrâneas brasileiras são apresentadas na Tab. 1. Como pode ser observado na Tab. 1, obteve-se valores médios C_{Rn} e CEE na faixa de 60 a 4964 $Bq.m^{-3}$ e de 12 a 1174 $Bq.m^{-3}$, respectivamente. Os dados encontrados mostram que as concentrações de radônio e da sua progênie variam consideralvelmente de mina para mina. Isso decorre da diferença de atividade específica dos radionuclídeos naturais precursores do radônio nas rochas e das diferentes condições de atividades operacionais das minas. Neste caso, destaca-se como principal fator a ventilação que dispõe de capacidade variada para cada mina estudada [7]. Baseado nesses dados, verifica-se que em algumas minas a C_{Rn} excedeu o nível de referência de 1000 $Bq.m^{-3}$ recomendado pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica [13] e pela Comissão Nacional da Energia Nuclear [19] para locais de trabalho. Em três minas, concentrações médias de radônio elevadas estão presentes, são elas: 3889 $Bq.m^{-3}$ na Mina A na condição "parada", 4964 $Bq.m^{-3}$ na Mina D e 1142 $Bq.m^{-3}$ na mina E.

O F calculado para as 5 minas variou de 0,2 – 0,7 (Tab. 1). Isso demonstra que uma ampla faixa de valores de F ocorre nas minas, o que indica que adotar um valor médio para tal fator a fim de avaliar dose para casos individuais pode proporcionar grandes erros como mencionado em [7]. Nota-se que valores de equilíbrio diferentes foram encontrados para a Mina A na condição "em operação" e na condição "parada", os quais são: 0,3 e 0,5 respectivamente. Esse fato pode ser explicado visto que atividades recorrentes de mineração como detonação, por exemplo, geram grandes quantidades de aerossóis e de liberação de radônio no interior das galerias. Além disso, C_{Rn} diferentes também foram observadas para tal mina na condição "parada" e na condição "em operação". Estas discrepâncias estão claramente influenciadas também pela ventilação ativa na mina em operação.

No que se refere à dose efetiva para os trabalhadores das minas, os valores medeiam o seguinte intervalo: 0,2 a 21 $mSv.a^{-1}$ de acordo com a Tab. 1. O valor de referência de 1000 $Bq.m^{-3}$ recomendado tanto pela CNEN [19], como pela ICRP [13] para locais de trabalho corresponde a uma dose efetiva anual de 7 mSv, considerando um fator de equilíbrio de 0,4 e 2000 horas de trabalho anual (metodologia UNSCEAR, 2000). Com base nisso, verifica-se na Tab. 1 que em duas minas (mina A na condição "parada" e mina D), a dose efetiva referente ao radônio está acima desse valor de referência. Além disso, a dose efetiva devido ao radônio para os mineiros dessas minas excede o limite de 20 $mSv.a^{-1}$ aplicado para indivíduo ocupacionalmente exposto no Brasil [20]. Isso impõe a necessidade de controle de doses ou de aperfeiçoamento dos sistemas de ventilação.

Tab. 1. Concentração de Radônio, Concentração Equivalente de Equlíbrio, Fator de Equelíbrio e Dose Efetiva Anual devido à progênie do radônio para 8 minas subterrâneas no Brasil

Mina	**Condição da mina**	**C_{Rn} (Bq.m^{-3}) [média (max-min)]**[a]	**CEE (Bq.m^{-3}) [média (max-min)]**[a]	**F**	**H (mSv.a^{-1})**
Mina A	Em Operação	3889 (528-4128)	1174 (43-1317)	0,3	21
	Parada[b]	714 (299-2088)	377 (42-1581)	0,5	7
Mina B	Em Operação	949 (584-1264)	259 (123-444)	0,3	5
Mina C	Em Operação	113 (38-192)	76 (26-144)	0,7	1
Mina D	Em Operação	4964 (1392-10880)	1148 (209-2765)	0,2	21
Mina E	Parada[b]	1442 (792-2288)	228 (96-357)	0,2	4
Mina F	Em Operação	327 (65-617)	141 (19-279)	0,4	3
Mina G	Em Operação	326 (272 – 380)	213 (179 – 249)	0,7	4
Mina H	Em Operação	60 (39 – 99)	12 (3 – 36)	0,2	0,2

[a] medidas contínuas
[b] Presença de atividades no interior da mina; sistema de ventilação desligado.

4. CONCLUSÃO

De acordo com os resultados mostrados e discutidos acima, somente em três minas subterrâneas (Mina A na condição "parada", Mina D e Mina E), as concentrações de radônio obtidas excederam os limites recomendados pela ICRP. Diante disso, ações remediadoras devem ser adotadas em tais minas como, por exemplo, ventilação mecânica mais intensa observando o princípio de otimização de doses estabelecido pela CNEN [20] e/ou escalas de trabalhos adequadas com o objetivo de reduzir o tempo de exposição dos trabalhadores. Os fatores de equilíbrio obtidos variaram amplamente de mina para mina. O valor médio de 0,4 foi determinado, com um mínimo de 0,2 e um máximo de 0,7. Dessa forma, ressalta-se que a utilização de um fator médio a fim de determinar dose não é recomendada. Embora o valor médio encontrado esteja coerente com o adotado pela ICRP e pela UNSCEAR. A dose para os trabalhadores das minas brasileiras abrangeu o intervalo de 0,2 a 21 mSv.a^{-1}. Consequentemente, na Mina A parada e na Mina D constatou-se que os valores de dose ultrapassaram o limite obtido com a metodologia da UNSCEAR e o limite para indivíduos ocupacionalmente expostos no Brasil, o que reforça e esclarece a necessidade de mitigação. Contudo, existem diversas minas subterrâneas no Brasil que ainda serão investigadas. Trabalhos futuros serão realizados para melhor compreensão do comportamento do radônio no ambiente subterrâneo. É importante caracterizar as fontes de radônio de cada mina, entender a circulação do radônio e de sua progênie dentro desses ambientes e avaliar o risco correspondente.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem à CNEN (DRS), ao CDTN e ao Departamento de Anatomia e Imagem da UFMG.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and Effects of Ionizing Radiation. Report to General Assembly, with Scientific, Annexes, Viena: UNSCEAR, 2000. 74p.
[2] D. M. Bonotto e E. G. Silveira "Geoquímica do Urânio Aplicada a Águas Minerais". 1 ed. São Paulo, Ed UNESP (2006).
[3] I. Othman *et al.*, "Radiation Exposure Levels in Phosphate Mining Activities". Radiation Protection Dosimetry, vol. 45, pp. 197 – 201 (1992).

[4] International Commission on Radiological Protection. Radiation Protection of Workers in Mines. Annals of ICRP publication 47, vol 16, Canadá, Estados Unidos (1986).
[5] R. Baldik, R. *et al.* "Radon Concentration Measurement in the Amasra Coal Mine, Turkey". Radiation Protection Dosimetry, vol. 118, pp. 122-125 (2006).
[6] C. E. L. Santos "Determinação dos Processos de Enriquecimento e das Concentrações de Radônio em Minas Subterrâneas de Fluorita e Carvão do Estado de Santa Catarina: Critérios para Avaliação dos Riscos Radiológicos", dissertação, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Brasil (2008).
[7] N. Fathabadi, "Miners' Exposure to Radon and Its Decay Products in Some Iranian Non-Uranium Underground Mines", Radiation Protection Dosimetry**,** vol. 118, pp. 111-116 (2006).
[8] S. Cile, "Radon Concentration in Three Underground Lignite Mines in Turkey", Radiation Protection Dosimetry**,** vol 138, pp. 78-82 (2010).
[9] H. Evangelista, "Radon Dynamics and Reduction in an Underground Mine in Brazil. Implications For Workers' Exposure". Radiation Protection Dosimetry, vol 98, pp. 235 – 238 (2002).
[10] D. Page ; D. M. Smith, "The Distribution of Radon and Its Decay Products in Some UK Coal Mines". Radiation Protection Dosimetry, vol 45, pp. 163- 166 (1992).
[11] R. M. Anjos *et al*, "Occupational Exposure to Radon and Natural Gamma Radiation in the La Carolina, a Former Gold Mine in San Luis Province, Argentina". Journal of Environmental Radioactivity, vol 101, pp.153-158 (2010).
[12] L. Thinova; K. Rovenska, "Radon Dose Calculation Methodology for Underground Workers in the Czech Republic". Radiation Protection Dosimetry. vol 145, pp. 233-237 (2011).
[13] ICRP - International Commission on Radiological Protection, "Lung Cancer Risk from Radon and Progeny and Statement on Radon", Annals of ICRP publication 115, vol 40, Canadá, Estados Unidos (2010).
[14] K. N. Yu *et al.* "Equilibrium Factor Determination Using SSNTDs". Radiation Measurements. Vol 43, pp. 357 – 363 (2008).
[15] UNSCEAR - United Nations Scientific Committee On The Effects Of Atomic Radiation, "Sources and Effects of Ionizing Radiation", Report to General Assembly, with Scientific Annexes, United Nations, Nova York (1993).
[16] Saphymo GmbH, "Portable Radon Monitor –AlphaGuard", User Manual, Alemanha (2010).
[17] ICRP - International Commission of Radiological Protection, "Protection against Radon-222 at Home and at Work", Annals of ICRP publication 65, vol 23, Canadá, Estados Unidos (1993).
[18] A. A. Cigna "Radon in Caves". Internacional Jounal of Speleology. vol 34, pp. 1-18 (2005).
[19] CNEN - Comissão Nacional da Energia Nuclear, "Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Instalações Mínero-Industriais", CNEN NN-4.01, Rio de Janeiro, Brasil (2005).
[20] CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear, "Diretrizes básicas de proteção radiológica", Norma CNEN-NN-3.01, Rio de Janeiro, Brasil (2014).

Id.: AP-39

AQUISIÇÃO E ANÁLISE QUANTITATIVA DE IMAGENS MICROPET EM CAMUNDONGOS SADIOS UTILIZANDO O RADIOFÁRMACO ^{11}C-METIONINA

Oliveira, K.E.M.[1], Silveira, M.B.[1], Mbolela, W.T.[1], Ferreira, A.V. [1], Malamut, C.[1]

[1] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, CDTN/CNEN, Avenida Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte, MG.
malamut@cdtn.br

Palavras-Chave: ^{11}C-Metionina, Biodistribuição, MicroPET

RESUMO

A ^{11}C-Metionina é o radiofármaco atualmente mais recomendado para o estudo de tumores cerebrais (detecção e acompanhamento) ao se utilizar a Tomografia por Emissão de Pósitrons (PET). Devido à alta atividade proliferativa das células tumorais, o transporte transmembrana de aminoácidos é elevado, o que implica em captação diferenciada do radiofármaco pelos tumores. No Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) estão sendo iniciados os estudos pré-clínicos utilizando a ^{11}C-Metionina. O objetivo deste trabalho foi avaliar o perfil de captação da ^{11}C-Metionina em murinos através da técnica de imagem PET em um tomógrafo projetado para pequenos animais pela GE® - labPET4. A ^{11}C-Metionina foi sintetizada utilizando-se o módulo automático TRACERlab FX C PRO (GE®). Os estudos foram feitos com camundongos Balb/c machos, sadios, com idades entre 3 e 5 semanas e pesando entre 20 e 25g. Os camundongos (n=3) receberam de 11 a 13 MBq/100µL de ^{11}C-Metionina e foram mantidos anestesiados com isoflurano. Logo após injeção do radiofármaco, os animais foram posicionados em decúbito ventral. Imagens dinâmicas de 30 minutos foram adquiridas em uma única posição de cama. Outro camundongo (n=1) foi submetido à aquisição de imagem estática em três posições de cama para avaliação da distribuição de corpo inteiro. As imagens foram reconstruídas utilizando o método 2D-MLEM. Estudos de quantificação foram realizados por meio do software PMOD® a partir do fator de calibração determinado através de uma imagem de um fantoma. Dados foram expressos em %DI/g. O órgão que apresentou maior captação foi o pâncreas, com 13,6 %DI/g no tempo de 30 minutos após injeção. A ^{11}C-Metionina também se acumulou em outros órgãos da região abdominal: fígado, estômago, baço e intestino, com captações máximas de 11,4, 8,8, 7,7 e 5,8 %DI/g, respectivamente. Tecidos como músculo e osso apresentaram valores de cerca de 2,0 % DI/g. A captação na região cerebral foi comparável ao background. Apesar de algumas limitações, foi possível acompanhar o perfil de captação do radiofármaco nos principais órgãos. A princípio, a ^{11}C-Metionina não deve ser indicada para estudos de órgãos ou tecidos da região abdominal, devido à alta captação fisiológica. A análise da imagem leva à confirmação da baixa captação cerebral da ^{11}C-Metionina, propriedade que permite a aplicação deste radiofármaco na detecção de tumores cerebrais. O labPET4 é uma ferramenta valiosa que possibilita investigações de forma não invasiva em pequenos animais.

1. INTRODUÇÃO

O radiofármaco mais amplamente utilizado pela Tomografia por Emissão de Pósitrons (PET) é a ^{18}F-Fludesoxiglicose (^{18}FDG), um marcador de metabolismo celular que possui alta sensibilidade para o diagnóstico e o estadiamento de diversos tumores, especialmente carcinomas [1]. Porém, nem todos os carcinomas apresentam alto consumo de glicose e, além disso, o uso de ^{18}FDG em PET apresenta limitações como: elevada taxa de excreção urinária do radiofármaco, que pode dificultar a detecção de tumores na região pélvica [2]; alta captação em regiões de inflamação e infecção [3]; e elevada captação

cerebral fisiológica, que reduz o contraste tumor/background [4]. Assim, para otimizar a detecção de lesões neoplásicas é necessário desenvolver novos radiofármacos direcionados para alvos moleculares estratégicos que sirvam como marcadores tumorais.

Carbono é um elemento químico fundamental da vida humana, daí ser o radionuclídeo carbono-11 (^{11}C) um elemento extremamente útil em radiofarmácia. Por estar presente nas biomoléculas, esse radionuclídeo é adequado para reações de radiomarcação, uma vez que não altera a estrutura química e tampouco as propriedades bioquímicas do composto. A meia-vida física do ^{11}C é de 20,4 minutos e a energia máxima da partícula β^+ emitida é de 0,96 MeV [5].

Os aminoácidos são biomoléculas cada vez mais utilizadas como marcadores tumorais na área de radiodiagnóstico. Estes compostos são captados de maneira diferenciada por células tumorais em relação às células normais devido à elevada atividade metabólica, podendo ser incorporados às proteínas ou metabolizados para obtenção de energia e divisão celular [6].

A L-[Metil-(^{11}C)]Metionina ou ^{11}C-Metionina é um aminoácido radiomarcado com ^{11}C amplamente utilizado em neuro-oncologia. Células tumorais superexpressam os receptores de metionina e, portanto, são capazes de captar mais intensamente a ^{11}C-Metionina. Além disso, esse radiofármaco atravessa a barreira hematoencefálica e não apresenta captação significativa pela massa cinzenta, o que permite a aquisição de imagens PET com alto contraste, aprimorando o diagnóstico de tumores cerebrais [7].

Recentemente, um sintetizador automático para produção de radiofármacos marcados com ^{11}C foi instalado na Unidade de Pesquisa e Produção de Radiofármacos (UPPR) do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). A equipe da UPPR implementou o processo de síntese e o controle de qualidade necessário para a produção de ^{11}C- Metionina, considerada um novo radiofármaco e produzida de forma inédita pelo CDTN. O objetivo deste trabalho foi avaliar o perfil de biodistribuição e captação deste novo radiofármaco em pequenos animais (camundongos) através da técnica de imagem PET.

2. METODOLOGIA

As atividades foram desenvolvidas no laboratório da UPPR do CDTN. O Laboratório de Imagens conta com um aparelho MicroPET (LabPET 4, GE®), cujo sistema operacional utilizado é o software LabPET, versão 1.12.0. O sistema LabPET permite a aquisição e processamento das imagens. O software utilizado para estudos de quantificação foi o PMOD® Technologies, e as imagens foram salvas no formato DICOM.

Foram utilizados quatro camundongos da linhagem Balb/C, machos, sadios, com cerca de 3 a 5 semanas, pesando entre 20 e 25g. Os animais foram provenientes do Centro de Bioterismo do ICB/UFMG. Os experimentos envolvendo animais foram aprovados pelo Comitê de Ética no Uso de Animais – CEUA do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) conforme Parecer Nº 132/13.

O radiofármaco ^{11}C-Metionina foi manipulado na sala de preparação de material radioativo para administração de doses variando entre 11MBq e 13MBq/100 µL. Durante todo o processo de aquisição da imagem os camundongos foram mantidos anestesiados. Após a sedação, os animais foram posicionados

no microPET em decúbito ventral e envolvidos por um sistema de aquecimento para manter a temperatura corporal.

Um único animal foi submetido ao procedimento de aquisição de imagem de corpo inteiro. O campo axial de visão (FOV) do equipamento é de cerca de 4 cm. Portanto, para aquisição de corpo inteiro, foram obtidas imagens estáticas de três minutos por cada uma das três posições de cama.

Os outros animais (n=3) foram submetidos à aquisição da imagem dinâmica de 30 minutos, com o campo de visão abrangendo a região do tórax e do abdômen em uma única posição de cama. No momento da reconstrução, quadros temporais de 5, 10, 20 e 30 minutos foram reconstruídos com base em estudos científicos já realizados sobre ^{11}C-Metionina, nos quais a captação do radiofármaco é acompanhada ao longo do tempo, em intervalos semelhantes aos propostos neste trabalho [8]. Os movimentos respiratórios dos animais foram mantidos dentro da faixa de 30 a 50 respirações por minuto. Após a aquisição das imagens, os animais foram eutanasiados.

Para análise quantitativa dos dados foi realizada aquisição de uma imagem PET utilizando um fantoma de volume e atividade conhecidos para cálculo do fator de conversão. Utilizando a imagem gerada para o fantoma foi possível estabelecer uma relação entre o número de contagens por segundo por voxel (cps/voxel) e a atividade em Bq/mL. O fator calculado foi aplicado aos resultados de cps/voxel das regiões de interesse (ROI's) de 4 mm delimitados nos órgãos/tecidos estudados. Dados finais de captação da ^{11}C-Metionina foram expressos em porcentagem de dose injetada por grama de tecido (%DI/g).

3. RESULTADOS

A imagem PET de corpo inteiro apresentada na Fig. 1 mostra uma maior absorção do radiofármaco na região abdominal, evidenciando diferentes intensidades de captação. O cérebro apresenta-se com captação em nível de background. Essa observação é importante, pois comprova o baixo metabolismo de aminoácidos nesta região, fato que justifica a indicação da ^{11}C-Metionina na detecção de tumores cerebrais. É esperado que animais sadios apresentem baixos níveis de captação deste radiofármaco no cérebro. A partir da imagem é possível visualizar também que áreas de músculo e osso das patas apresentam captação próxima ao nível de background. E devido a esses fatores, a região de pesquisa foi centralizada no tórax e abdômen dos camundongos Balb/C.

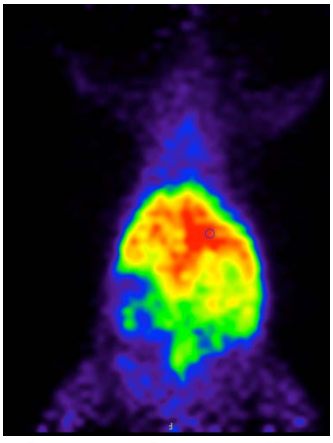


Fig. 1. Imagem PET de corpo inteiro de camundongo Balb/C após administração do radiofármaco

A partir das imagens estáticas apresentadas na Fig. 2 é possível visualizar o acúmulo da ^{11}C-Metionina nos tempos de 5, 10, 20 e 30 minutos após a injeção. Uma análise qualitativa permite inferir quanto ao aumento da intensidade relativa à captação do radiofármaco na região abdominal ao longo do tempo. A escala em modo arco-íris indica a captação elevada (vermelho) de 20% da dose injetada por grama de tecido.

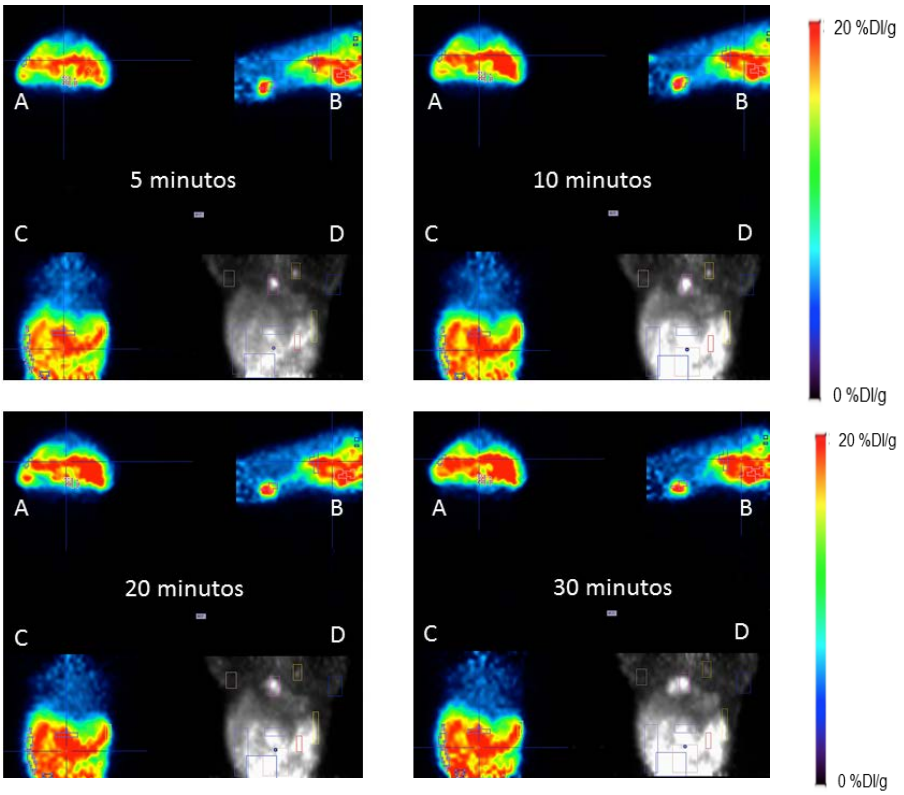


Fig. 2. Imagens microPET das regiões abdominal e torácica para avaliação do perfil de biodistribuição da ^{11}C-Metionina nos tempos de 5, 10, 20 e 30 minutos após injeção. Cortes: A = Axial, B = Sagital, C = Coronal. A Imagem de projeção de intensidade máxima (MIP) é apresentada por D em corte coronal.

Após reconstrução, foi possível realizar uma análise quantitativa dos dados e utilizá-los para o cálculo dos valores de %DI/g apresentados na Fig. 3.

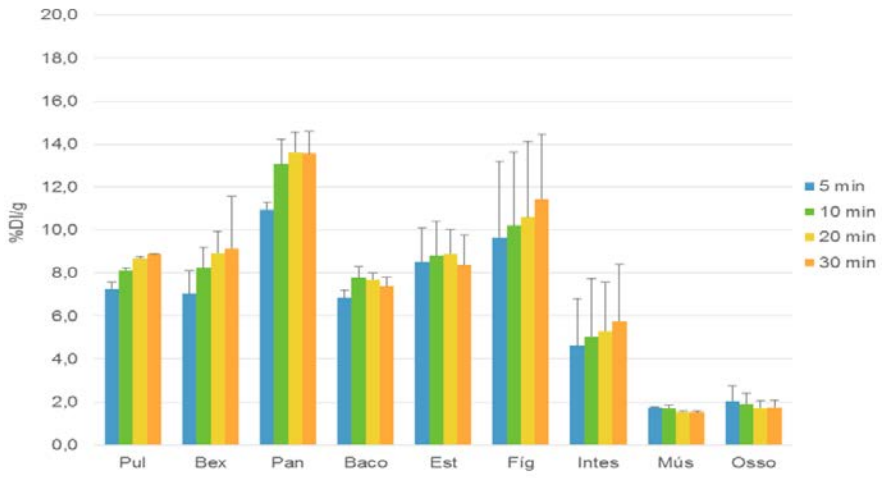


Fig. 3. Curva de captação da ^{11}C-Metionina construída a partir dos dados de quantificação obtidos por meio de imagens microPET.

A partir da análise do gráfico da Fig. 3, observa-se que o pâncreas possui maior captação em relação aos outros órgãos em todos os tempos investigados, atingindo valor máximo de 13,6 %DI/g 30 minutos após injeção. Apesar do formato do pâncreas e sua localização anatômica dificultarem o delineamento do ROI, foi possível realizar a quantificação da captação do radiofármaco.

A ^{11}C-Metionina acumulou-se no fígado, estômago, baço e intestino, com captações máximas de 11,4, 8,8, 7,7 e 5,8 %DI/g, respectivamente, no último tempo. Valores inferiores a 2 %DI/g foram determinados para o músculo e o osso.

4. CONCLUSÃO

Foi possível traçar um perfil de cinética e biodistribuição da ^{11}C-Metionina em camundongos Balb/c a partir da técnica não invasiva de imagem utilizando o microPET. Pâncreas e fígado são órgãos que devem estar envolvidos no metabolismo da ^{11}C-Metionina. A excreção é urinária, já que se observou captação na região da bexiga. A baixa captação cerebral está de acordo com a indicação da ^{11}C-Metionina para detecção de tumores cerebrais.

O tomógrafo de emissão de pósitrons para pequenos animais é uma ferramenta de pesquisa de tecnologia avançada que possibilita diversos estudos em áreas multidisciplinares. Técnicas de aquisição, reconstrução, processamento e quantificação de imagens estão sendo otimizadas com objetivo de aprimorar os resultados obtidos no CDTN.

5 - AGRADECIMENTOS

Agradecemos ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN-MG), Fundação de Amparo à Pesquisa (FAPEMIG), INCT de Medicina Molecular e Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq). Agradeço a Deus por permitir o desenvolvimento deste Projeto que é muito importante para minha vida acadêmica. Agradeço a todos os profissionais que estiveram

envolvidos e que me ajudaram a concluir este estudo. Sou inteiramente grato a Marina Silveira Bicalho pela atenção de sempre. Obrigado a todos os Orientadores e amigos da UPPR.

6 - REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] N. GRAF, et al. “Imaging Proliferation to Monitor Early Response of Lymphoma to Cytotoxic Treatment”, Molecular Imaging and Biology, Vol. 10 (6), pp. 349-55 (2008).

[2] JADVAR, H. “FDG PET in prostate cancer”, PET Clin, Vol. 4 (2), pp. 155-161 (2009).

[3] M. B. TOMAS, et al. “FDG PET of infection and inflammation”, Radiographics, Vol. 25, pp. 1357-1368 (2005).

[4] CHEN, W. “Clinical Applications of PET in Brain Tumors”, The Journal of Nuclear Medicine, Vol. 48, pp. 1468-1481 (2007).

[5] SCHLYER, D. J. “PET Tracers and Radiochemistry”, Annals Academy of Medicine Singapore, Vol. 33, pp. 146-154 (2004).

[6] M. H. SAIER et al., Neutral amino acid transport systems in animal cells: potential targets of oncogene action and regulators of cellular growth, The Journal of Membrane Biology, Vol. 104, pp. 1-20 (1988).

[7] P. L. JAGER et al., “Radiolabeled amino acids: basic aspects and clinical applications in oncology”, The Journal of Membrane Biology, Vol. 42, pp. 432–445 (2001).

[8] L. G. CHEN et al., “Positron emission tomography with L-[S-methyl-^{11}C]-methioine and its biodistribution”, Department of Nuclear Medicine, Vol. 27, pp 834-838 (2007).

ID: AP-40

BACKGROUND RADIOATIVO DO GRANITO MADEIRA, NORTE DO AMAZONAS

Vanderlei Vilaça de Moura[1,2], Claubia Pereira[1], Agnaldo Kenji Fuzimo Martins[2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear - Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antônio Carlos, 6627 campus UFMG
31.270-901, Belo Horizonte, MG
Tel/fax: 55-31-34096662
[2]Mineração Taboca S.A., Pirapora do Bom Jesus, São Paulo
vandermoura@gmail.com, claubia@nuclear.ufmg.br

Palavras-Chave: *background* radioativo, monitoração, NORM

RESUMO

A determinação do *background* radioativo (BG) de uma região de mineração com possibilidade de existência de material radioativo de ocorrência natural é de extrema importância já que fornece dados para a estimativa da exposição do homem à radiação ionizante, para o descomissionamento dessas instalações e para quantificar a contribuição humana na alteração do meio. Os radionuclídeos de ocorrência natural, como os das cadeias de decaimento do urânio e do tório, estão presentes em rochas, solos, água, etc. Mas sua distribuição não é homogênea: existindo locais como o Granito Madeira, em Presidente Figueiredo, Amazonas, onde sua concentração é maior. Assim, nestes locais as taxas de dose devido à radiação gama emitida por isótopos naturais apresentam valores acima da média mundial. O Granito Madeira é um caso singular, pois localiza-se dentro da Floresta Amazônica, a 350km ao norte de Manaus, e está sob concessão de lavra de uma mineradora de estanho. Deste modo, este trabalho objetiva-se a apresentar a monitoração do BG relativo à radiação gama de uma parte não explorada do Granito Madeira. Para tanto, utilizou-se um cintilador de NaI(Tl) para monitoração das taxas de dose. Estes dados foram geoprocessados para uma distribuição espacial e curvas de isodose.

1. INTRODUÇÃO

O Granito Madeira localiza-se a 350 km ao norte de Manaus, no município de Presidente Figueiredo, no Estado do Amazonas – vide Fig. 1. Trata-se de uma formação granítica de 60 km^2 de área onde ocorre um dos mais importantes jazidamentos de cassiterita (estanho) do mundo. Possui ainda reservas de ETR (elementos de terras raras), zirconita (zircônio), columbita-tantalita (nióbio-tântalo), pirocloro (nióbio, urânio, tório), criolita (alumínio), dentre outros [1]. Estes minerais encontram-se associados à matriz granítica juntamente a radionuclídeos de origem natural das famílias do urânio e do tório. Assim, as rochas encontradas nesta região constituem-se material NORM (*naturally occurring radioactive materials* – material radioativo de ocorrência natural). Deste modo, o Granito Madeira é uma região de anomalia radiológica possuindo *background* de radiação natural superior à média mundial.

Neste trabalho apresentam-se os resultados da monitoração radiológica de uma parte do Granito Madeira com o objetivo de dimensionar o *background* da região. Este estudo é importante para quantificar a exposição do homem à radiação ionizante, para o descomissionamento da instalação e para avaliar a contribuição humana para a alteração do BG.

Fig. 1. Localização do Granito Madeira: 350km ao norte de Manaus-AM.

2. MATERIAIS E MÉTODOS

Para a monitoração do *background* do Granito Madeira foi utilizado o sistema AT6101C *Spectrometer* apresentado na Fig. 2. Ele é constituído de um cintilador de iodeto de sódio dopado com tálio (NaI(Tl)), uma eletrônica associada para transmissão dos dados monitorados e um PAD[2] que pode ser levado a mão. Os dados do equipamento foram resumidos na tabela 1.

O sistema AT6101C foi projetado medir a taxa de dose equivalente da radiação gama, a contagem radioativa por segundo (cps) e o espectro em energia [2]. Estes dados são associados às coordenadas geográficas.

O cintilador é calibrado por um laboratório certificado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear [9] que utiliza os radionuclídeos descritos na tabela 1. Para tornar a leitura mais acurada, o sistema foi aferido com uma fonte de material NORM da região: uma fonte de columbita – minério de nióbio e tântalo com urânio e tório associados. O resultado da aferição do equipamento encontra-se na Fig. 3.

Fig. 2. Sistema de monitoração

Tab. 1. Dados radiométrico do sistema AT6101C *Spectrometer* [2].

Tipo de leitura	**Faixa de leitura**	**Sensibilidade**
Radiação gama 50keV ~ 3,0MeV	0,01µSv/h ~ 150 µSv·h^{-1}	Am^{241}: 13500 cps/µSv·h^{-1} Cs^{137}: 2200 cps/µSv·h^{-1} Co^{60}: 1200 cps/µSv·h^{-1}

[2] *Personal digital assistant*. Computador de mão.

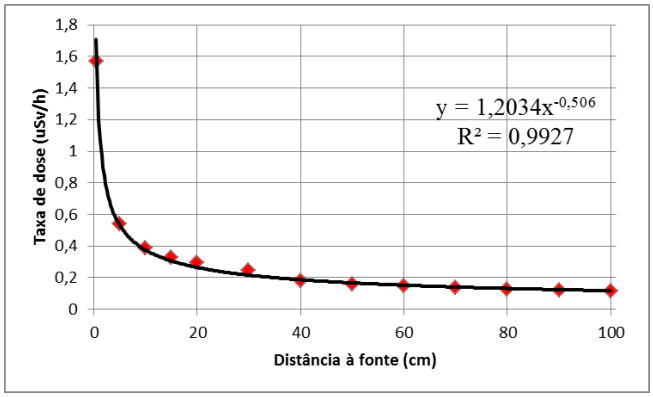


Fig. 3. Curva de aferição do sistema AT6101C

Fig. 4. Aspecto da área monitorada no Granito Madeira

2.1. OBTENÇÃO DOS DADOS

O Granito Madeira encontra-se atualmente em exploração mineral. Assim foram escolhidas áreas sem ação antrópica. O equipamento foi transportado a pé, dentro de uma mochila, em região de mata fechada, conforme Fig. 4.

Para a monitoração, ligou-se o transmissor e o PAD. O software ATAS *Scanner Mobile* [3], responsável pela operação do sistema, é ligado automaticamente. Ele estabelece a conexão com os satélites e associa o ponto monitorado com as coordenadas geográficas.

2.2. TRATAMENTO DOS DADOS

Os dados da monitoração foram tratados com os softwares abaixo:

i) GARM – *Geolocation Application for Radiation Monitoring* [5]. Este software está associado ao sistema de monitoração. Ele foi instalado no computador para a análise dos dados monitorados. Tem a opção de criação de arquivos para leitura em softwares de geoprocessamento.

ii) Plataforma ArcGis [6]. É um conjunto de softwares de geoprocessamento. Assim, neste contexto, ela faz o geoprocessamento dos dados tratados pelo software GARM e é usada para a visualização da distribuição espacial dos pontos monitorados. Neste trabalho utilizou-se o Datum WGS84 para os mapas e curvas de isovalor.

iii) Microsoft Excel. Tratamento estatístico dos dados para gráficos e inserção na Plataforma ArcGis.

3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Foram monitorados 781 pontos. As taxas de dose[3] foram distribuídas no histograma de frequências representado na Fig. 5.

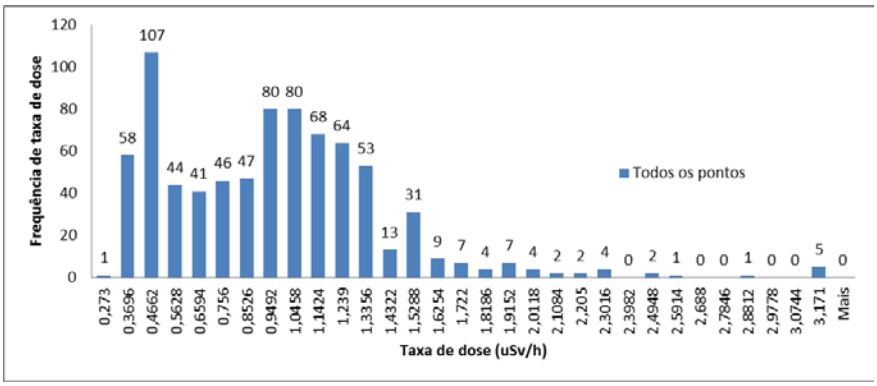


Fig. 5. Histograma de frequência dos valores de taxa de dose considerando todos os pontos monitorados.

Observou-se que a taxa de dose modal é a de 0,466uSv h^{-1}. Outras informações sobre os pontos monitorados foram disponibilizados na Tab. 2.

Tab. 2. Dados da monitoração do Granito Madeira

Média ponderada das taxas de doses (uSvh^{-1})	1,0
Desvio padrão	0,50
Maior leitura registrada	3,171
Menor leitura registrada	0,273

Os dados foram georeferenciados e tratados com os softwares citados em 2.2. Assim, nas Fig. 6, 7 e 8 apresentam-se croquis com os pontos monitorados.

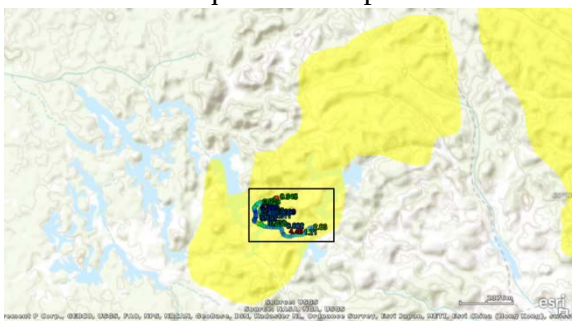


Fig. 6. Croqui do Granito Madeira com a localização dos pontos monitorados. Datum WGS 84, fuso 21 (folha SA.21-V-A-IV). Escala 1:2376.

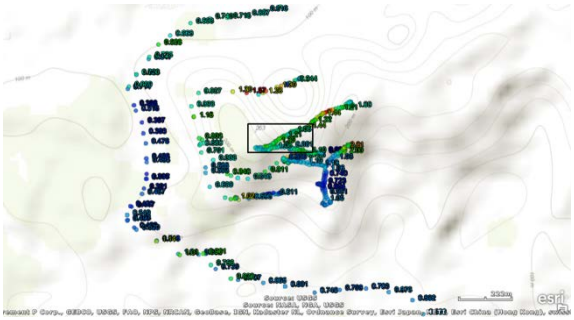


Fig. 7. Detalhe da região central da Fig. 6 – monitoração do Granito Madeira. Datum WGS 84, fuso 21 (folha SA.21-V-A-IV), entre 0º 44min S e 0º 46min S e 60º 6min W e 60º 7min W. Escala 1:223.

[3] Utilizou-se no contexto deste trabalho taxa de dose como taxa de dose equivalente da radiação gama.

Na Fig. 9 são mostradas as curvas de isodose para as regiões monitoradas de acordo com as Fig. 6, 7 e 8. De acordo com UNSCEAR[4] a média da dose efetiva[5] anual, para a população mundial, considerando fontes de material NORM, é de 2,4mSv ano^{-1} [11]. Assim, considerando que o ano possui 8760 horas chega-se a uma taxa de dose média mundial de 0,27uSvh^{-1}. Verifica-se deste modo que o Granito Madeira possui BG superior a média mundial.

Fig. 8. Detalhe da região central da Fig. 7. Note que a monitoração foi realizada em áreas sem ação antrópica no Granito Madeira. Datum WGS 84, fuso 21 (folha SA.21-V-A-IV), entre 0º 45min S e 0º 46min S e 60º 6min W e 60º 7min W. Escala 1:38.

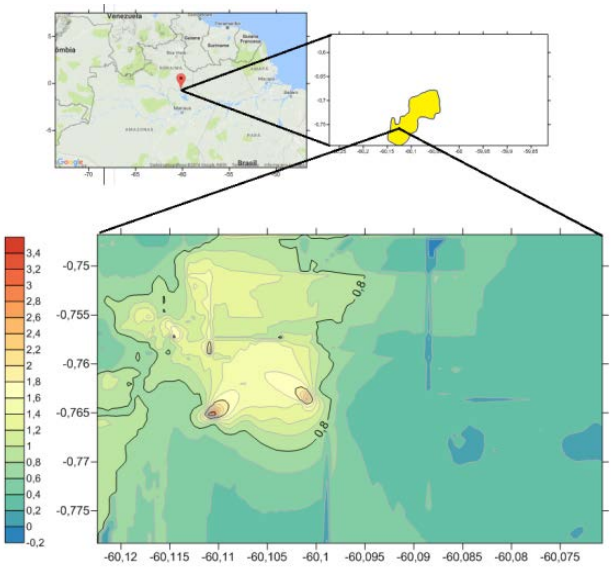


Fig. 9. Curvas de nível apresentando as curvas de isodose para as regiões monitoradas.

[4] *United Nations Scientific Commitee on the Effects of Atomic Radiaction.*
[5] Dose efetiva é a soma das doses externa, devido a radiação gama, e a dose interna devido a incorporação de radionuclídeos.

4. CONCLUSÃO

Foi realizada a monitoração das taxas de dose de uma região do Granito Madeira localizado no estado do Amazonas para dimensionar o *background* de radiação de uma área com presença de material NORM. Para tanto utilizou-se o sistema de monitoração AT6101C constituído de um cintilador de NaI(Tl) que é calibrado pelas fontes de descritas na tabela 1 e aferido por uma fonte NORM. As taxas de dose foram georeferenciadas e inseridas em mapas disponibilizados nas figuras de 6 a 9. Comparando-se estes dados com os disponíveis na literatura [11] observa-se que o *background* do Granito Madeira é superior à média mundial devido à presença dos radionuclídeos associados à matriz granítica. Portanto, esta anomalia radiológica intrínseca à região deve ser levada em conta nas estimativas de dose efetiva, na influência humana na alteração do *background.* Os próximos passos serão a coleta de mais dados no Granito Madeira, o georeferenciamento destes e a modelagem do *background*. Estes dados poderão ser usados como referência para o descomissionamento da instalação ou no caso de exploração de minerais radioativos.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] COSTI, H. T., BORGES, R. M. K., DALL'AGNOL, R. D. "Depósitos de Estanho da Mina Pitinga, Estado Amazonas". In: Caracterização de Depósitos Minerais em Distritos Mineiros da Amazônia. s.l.:s.n., pp. 391-476, 2011.

[2] ATOMTEX, Scientific and Production Enterprise. "Spectrometer AT6101C – Spectral Radiaction Scanner – User Manual". Minsk, 2010.

[3] ATOMTEX, Scientific and Production Enterprise. "Atas Scanner Mobile – Software User´s Manual". Minsk, 2010.

[5] ATOMTEX, Scientific and Production Enterprise. "GARM Program – Software User´s Manual. Minsk, 2010.

[6] MACHADO, M. M. M. "Projeto em Geoprocessamento – Aplicação em ambiente ArcView". Belo Horizonte, UFMG, 2005.

[7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments - Safety Reports Series No. 16". Viena, 2000.

[8] ATOMTEX, Scientific and Production Enterprise. "Calibration Certificate". Minsk, 2011.

[9] METROBRAS, MRA Centro de Ensaios e Pesquisa em Metrologia. "Certificado de Calibração 16-0151. Jardinópolis, 2016.

[10] KNOLL, G. F. "Radiation Detection and Measurement". Hoboken: John Wiley and Sons, Terceira Edição, 2010.

[11] UNSCEAR, United Nations Scientific Commitee on the Effects of Atomic Radiaction. "Sources and Effects of Ionizing Radiaction, report to the General Assembly with Scientific Annexes. Nova Iorque, 2010.

[12] VASCONCELOS, D. C. et al. “Natural Radioactivity in Sand Beaches of Guarapari, Espírito Santo State, Brazil” in World Journal of Nuclear Science and Technology, 2012.

[13] ALMEIDA, E. S. TAUHATA, L. “Estatística, Teoria de Erros e Processamento de Dados”. Rio de Janeiro: IRD/CNEN, [200?].

[14] PEREIRA, W. et al. “Atlas de Minerais Radioativos Brasileiros por Espectrometria de Raios Gama com Detector de Germânio – Publicação IPEN 69”. São Paulo: IPEN/CNEN, 1985.

Id.: AP-41

AVALIAÇÃO E AJUSTE DO CAMPO MAGNÉTICO DO ELETROÍMÃ DE UM ACELERADOR DE PRÓTONS USANDO O SOFTWARE CST

Rabelo, L. A. e Campos, T. P. R.[1]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627 – Pampulha, Belo Horizonte – Minas Gerais, Brasil
luisa.rabelo@outlook.com

Palavras-Chave: Eletromagnetismo, Aceleradores, Prótons

RESUMO

A terapia com prótons é uma técnica eficaz no tratamento e controle do câncer, e está disponível em poucos países. O baixo número de centros especializados para este tipo de tratamento é devido ao alto custo de implantação e manutenção dos aceleradores. Este estudo apresenta um modelo eletromagnético (EM) para a aceleração de prótons a energias suficientes para o tratamento de tumores oculares. Esta é uma possibilidade científica de tecnologia compacta que usa os cíclotrons produtores de radioisótopos (presentes em vários países) como acelerador injetor. O pré-projeto foi concebido por uma avaliação analítica dos parâmetros físicos de movimento dos prótons e uma simulação de estruturas do equipamento eletromagnético, aceleração e movimento do feixe de prótons usando o *software* CST STUDIO® 3D 2015 (*Computer Simulation Technology*), além de um estudo da estrutura mecânica necessária para fornecer sincronismo entre a aceleração e movimento do feixe. Os resultados mostraram um modelo final que é compacto e simplificado em comparação com o cíclotron isocrônico e síncrotron (usado para terapia com prótons). Os requisitos de sincronismo de um acelerador circular neste modelo foram atendidos e a energia de extração do modelo apresentado é suficiente para o tratamento de tumores oculares. Este é um método alternativo que pode melhorar a qualidade de vida para pacientes com tumores oculares nos países em desenvolvimento. Estudos futuros poderão ser conduzidos para completar a apresentação do projeto técnico e avaliar a interação do feixe acelerado com tecidos tumorais.

1. INTRODUÇÃO

A terapia com prótons é uma técnica eficaz no tratamento e controle de tumores oculares. Dos casos tratados, cerca de 90% tiveram preservadas as estruturas sensíveis do olho, e a visão em aproximadamente 50% dos pacientes [1]. Prótons acelerados depositam doses de radiação com mais precisão no tumor, reduzindo a quantidade de dose recebida pelo tecido adjacente saudável em comparação aos elétrons, nêutrons e ondas eletromagnéticas [2].
Os síncrotrons e os isocrônico cíclotrons são os aceleradores comumente empregados para a terapia com prótons [1]. Uma das dificuldades para projetar um acelerador circular de alta energia é conseguir a harmonia entre a oscilação do campo elétrico e o tempo de revolução das partículas dentro do equipamento usando uma radiofrequência (RF) constante. À medida que a energia cinética dos prótons aumenta ocorre alteração na massa relativística e uma variação na velocidade angular destas partículas [3]. Devido a esses efeitos, os prótons começam a perder energia quando passam através da cavidade de aceleração. Outro fator que compromete o sincronismo é a falta de uniformidade do campo magnético no interior dos eletroímãs [4].

Essa pesquisa apresenta um modelo de aceleração de prótons com uma energia inicial de 15 MeV até 64 MeV em uma trajetória circular compacta para o tratamento de tumores oculares. O objetivo desse artigo é apresentar um estudo do ajuste e uniformização do campo magnético nos eletroímãs deste acelerador, utilizando o *software* CST STUDIO® 3D 2015; simulação de uma estrutura magnética que cumpre as condições de sincronismo de um acelerador circular; e circulação dos prótons de 15 MeV e 63,48 MeV neste modelo [5].

2. METODOLOGIA

A eficácia da circulação do feixe de prótons ao sair da estrutura de aceleração e retornar à mesma depende do campo magnético. A ausência de uniformidade deste compromete o sincronismo das partículas, e os campos de borda comprometem a focalização axial do feixe. Os ajustes do campo magnético foram feitos no CST STUDIO PS® 3D 2015 empiricamente após definição do material ideal e simulação das bobinas de indução.

2.1. Definição dos materiais e parâmetros de simulação

Os materiais das simulações foram definidos pela biblioteca do *software* na aplicação CST STUDIO PS® 3D 2015 para campo magnético estático.
A maioria dos aceleradores utiliza o ferro como material principal para o eletroímã. Nos materiais ferromagnéticos, os dipolos desemparelhados alinham-se facilmente com o campo magnético aplicado. Altas magnetizações são obtidas, mesmo para campos magnéticos fracos [6]. Nas simulações, os materiais definidos são considerados de dois tipos diferentes: normal e não linear.
Para materiais, de tipo normal, o *software* define principalmente a condutividade elétrica, permissividade e permeabilidade relativa do material. Para o comportamento linear, os parâmetros dos materiais dielétricos e magnéticos determinam a relação entre o campo elétrico e a densidade de fluxo elétrico e o campo magnético e a densidade de fluxo magnético, respectivamente conforme Equação (1):

$$D = \epsilon E e B = \mu H \tag{1}$$

onde, D é a densidade de fluxo elétrico, ε é a constante dielétrica ou permissividade elétrica, E é a intensidade de campo elétrico, B é o campo magnético, μ é a permeabilidade magnética e H é o campo magnetizante [6].
Para materiais não lineares, ε e μ passam a ser dependentes da intensidade do campo e tensores que mudam a direção do campo ao qual são aplicados. Para cálculos magnéticos estáticos, μ pode ser obtido em função de B e H.
Alterações geométricas na estrutura do eletroímã foram necessárias para obter o sincronismo entre a evolução do feixe de prótons e oscilação do campo elétrico de aceleração. Portanto a segunda etapa do estudo envolve uma otimização do eletroímã, representada pela introdução de *gaps* (regiões livres de material) e ajuste do campo magnético de 3 T (definido previamente para este modelo de acelerador).

3. RESULTADOS

A ilustração do modelo inicial do eletroímã e das bobinas de indução do campo magnético foi feita no CST EM STUDIO® 3D 2015 e é apresentada na Fig. 1.

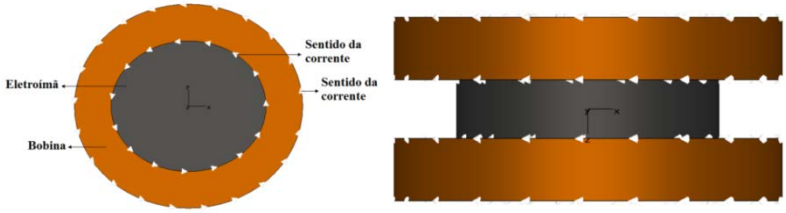


Fig. 1. Ilustração do modelo inicial das bobinas principais e eletroímã do acelerador.

A Fig. 2 mostra a distribuição do campo magnético no eletroímã apresentado na Fig. 1, para o ferro normal.

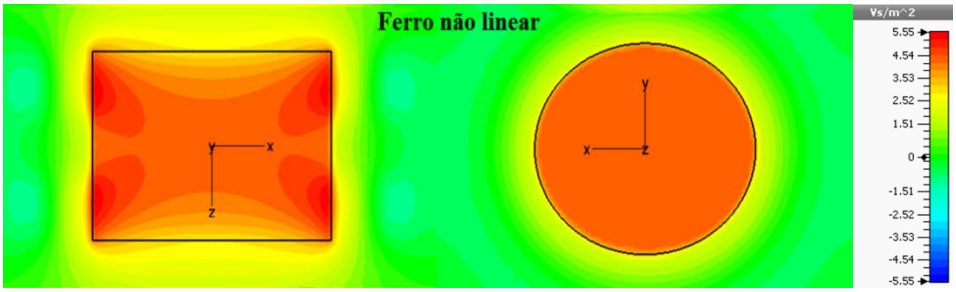


Fig. 2. Distribuição do campo magnético do eletroímã para o ferro não linear.

3.1. Ajuste do campo magnético após introdução dos *gaps*

Os *gaps* são cortes feitos no eletroímã com total remoção do material e dimensões específicas para cada órbita, ou energia, do feixe de prótons (Fig. 3). O objetivo de introduzir essas regiões com vácuo é provocar alteração no tempo de circulação e trajetória do feixe através da variação do campo magnético, e dessa forma conseguir que todas as órbitas tenham o mesmo tempo de circulação. Além disso, os *gaps* auxiliam na correção radial do feixe. O ideal é que nessas regiões o campo magnético se aproxime de zero e o campo de borda seja o menor possível. Para que, ao atravessá-las, o feixe de prótons seja desviado tangencialmente em uma trajetória retilínea e perpendicular a borda do eletroímã.

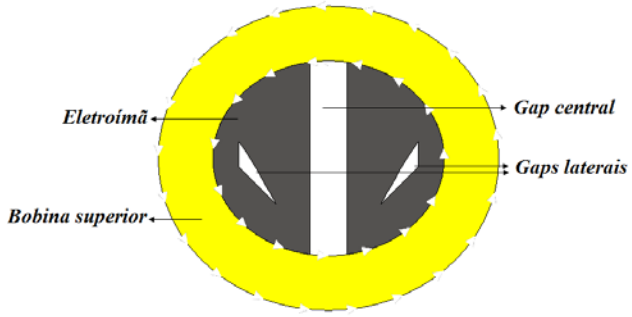


Fig. 3. Eletroímã após introdução dos *gaps* central e lateral.

A distribuição do campo magnético no eletroímã, após a introdução dos *gaps*, é mostrada na Fig. 4 e no gráfico apresentado na Fig. 5.

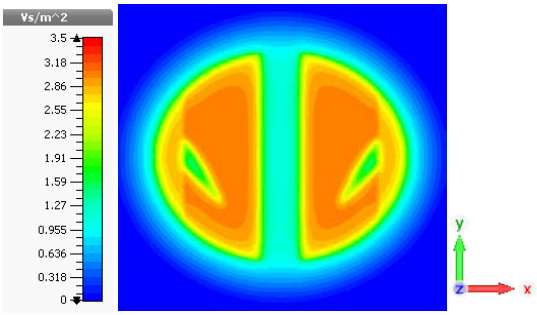


Fig. 4. Distribuição do campo magnético no eletroímã após introdução dos *gaps*.

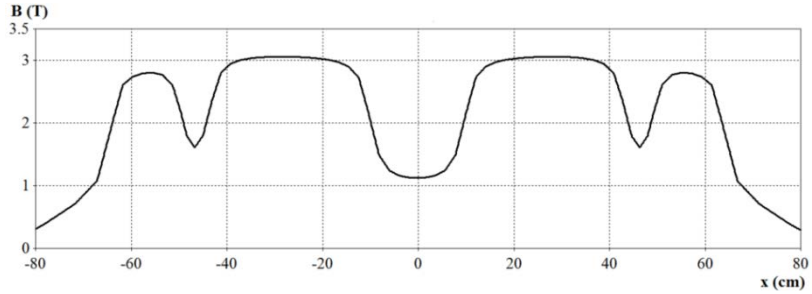


Fig. 5. Gráfico de distribuição do campo magnético em função da distância radial do eletroímã após a introdução dos *gaps.*

As Figs. 4 e 5 mostram um considerável campo de borda nas extremidades do eletroímã e intenso campo magnético no *gap* central. Essa distribuição do campo prejudica o sincronismo do equipamento. Para desviar as linhas de campo magnético nos *gaps* e reduzir os efeitos de campo de borda foi feito uma simulação com introdução de um material com permeabilidade relativa menor que 1 nos *gaps* central e lateral. Na simulação o material não foi especificado podendo ser, por exemplo, cobre, ouro, prata, grafite, entre outros.

A Fig. 7 mostra a distribuição do campo magnético no modelo da Fig. 6 (a-b). A linha verde, da Fig. 6 (a) mostra que há uma inclinação na borda do eletroímã. Isto é feito para ajustar o feixe e corrigir os erros de posicionamento na trajetória. Dessa forma, o feixe passa pelo *gap* central, com uma trajetória retilínea e formando um ângulo de 90° com a borda do eletroímã, e sai para estrutura de aceleração da posição correta.

A Fig. 8 (a-b) mostra a circulação dos feixes de 15 MeV e 63,48 MeV (energia da última órbita que circula), neste modelo. Os gráficos mostram o deslocamento da partícula ao longo do eixo *x* e *y* do plano Cartesiano.

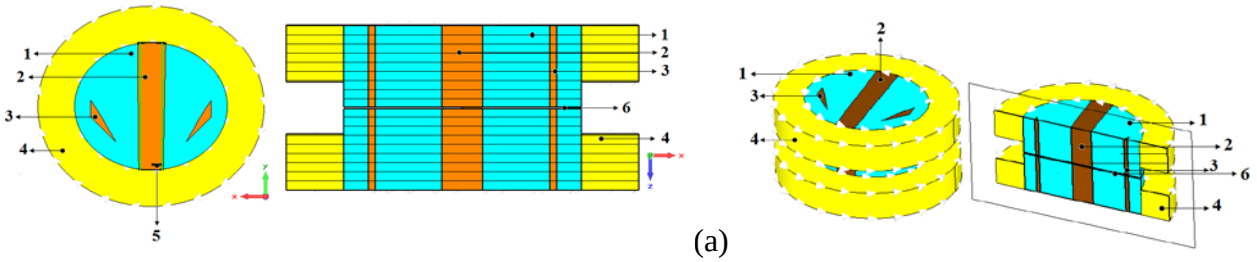


Fig. 6. Principais estruturas que compões o acelerador. Sendo (1) é o eletroímã principal ou "Dê", (2) o *gap* central com material de baixa permeabilidade magnética, (3) o *gap* lateral com material de baixa permeabilidade magnética, (4) a bobina principal, (5) a fonte de prótons e (6) o *gap* de circulação dos prótons.

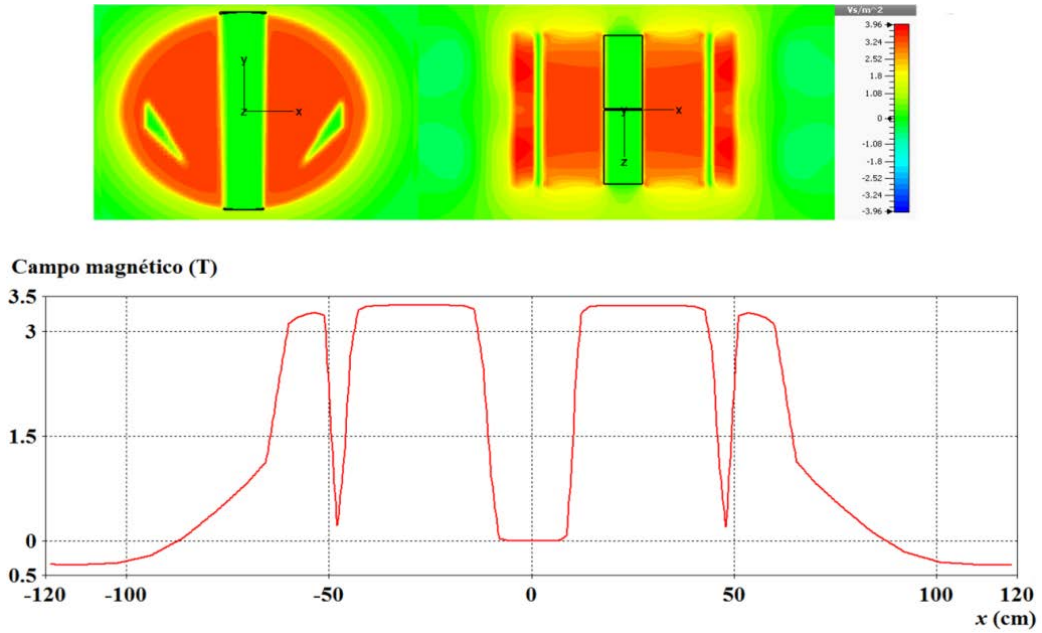


Fig. 7. Modelo do SCA e principais estruturas.

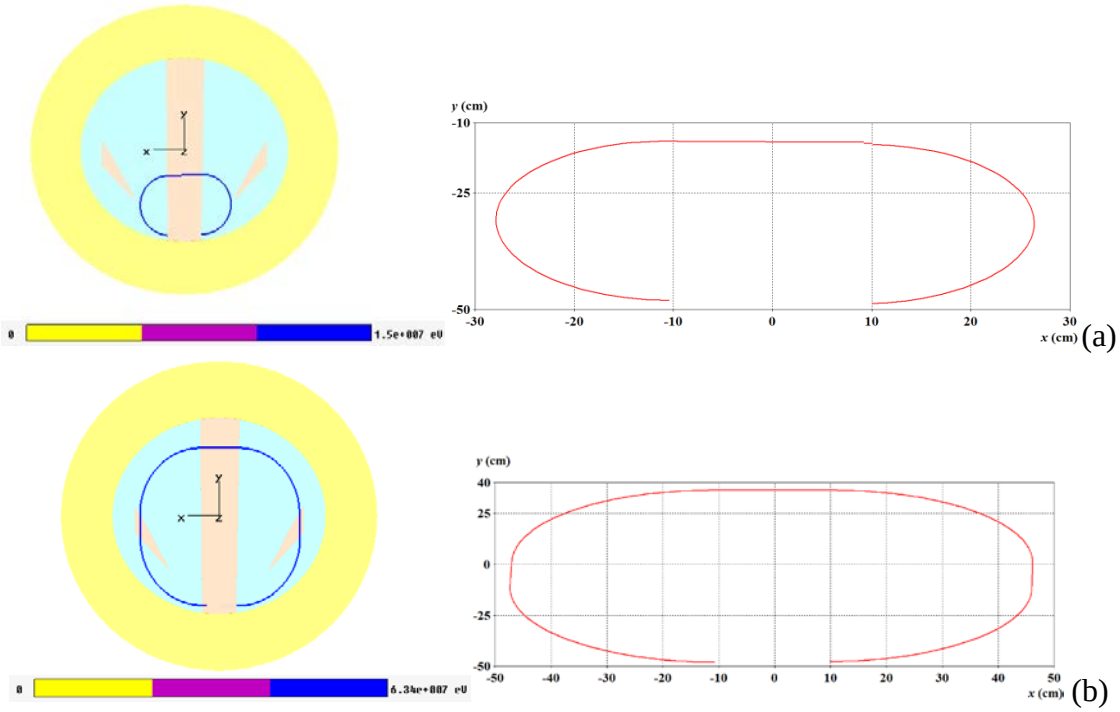


Fig. 8. Circulação do feixe de prótons para as energias (a) 15 MeV e (b) 63,48 MeV.

O tempo de circulação nas duas simulações somado ao tempo de aceleração para estas energias é 2,94 x 10^{-9} s. O tempo de aceleração foi calculado anteriormente sendo 3,75 x 10^{-9} s para o feixe de 15 MeV e 1,91 x 10^{-9} para o feixe de 63,48 MeV [7].

4. CONCLUSÃO

Os ajustes do campo magnético foram possíveis e o modelo atende as exigências para sincronismo do feixe de partículas. Houve redução da intensidade do campo nas regiões de correção do feixe (*gaps*). A distribuição ideal do campo magnético no eletroímã foi comprovada pelo posicionamento correto de saída e entrada do feixe na região de circulação, além do desvio tangencial ideal nos *gaps*.

AGRADECIMENTOS

CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo apoio institucional e ao grupo NRI.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] M. T. Christóvão. "PROPLAN - Sistema Computacional Para O Planejamento Da Protonterapia Em Tumores Oculares", Universidade Federal de Minas Gerais, 2010.

[2] H. Paganetti, "Proton Therapy Physics" (CRC Press, U.S., 2011).

[3] W. Kleeven, *et al*. "Recent development and progress of IBA cyclotrons", Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. B Beam Interact. with Mater. Atoms 269, 2857 (2011).

[4] M. E. Rose, "Magnetic Field Corrections in the Cyclotron", Phys. Rev. 53, 715 (1938).

[5] CST - Computer Simulation Technology. Applications. CST. [on-line] Disponível em: https://www.cst.com/Applications. Acesso em: 08 jun. 2016.

[6] L. Carlos and A. Bastos. "Materiais Magnéticos E Suas Aplicações", Universidade do Porto, 2009.

[7] L. A. Rabelo and T. P. R. Campos. "The magnetic field adjustments on the d-type electromagnets of a proton accelerator through EM simulation", Eur. Int. J. Sci. Technol. 5, 171-179 (2016).

Id.: AP-42

ESTUDO PRELIMINAR DA DETERMINAÇÃO DA GLANDULARIDADE DE MAMAS DE PACIENTES SUBMETIDAS A EXAMES DE MAMOGRAFIA DIGITAL

Nayara de Oliveira Pazini[1], Maria do Socorro Nogueira[2], Lucas Paixão[1,2]

[1] Curso Superior de Tecnologia em Radiologia (Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Professor Alfredo Balena, 190, Centro, Belo Horizonte)
[2] Laboratório de Radioproteção Aplicada à Mamografia (Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Av. Presidente Antônio Carlos, 6.627, Campus da UFMG, Belo Horizonte)
nayara.pazini@hotmail.com

Palavras-Chave: Mamografia, Glandularidade, Mamografia Digital

RESUMO

A mamografia é o exame radiográfico capaz de detectar o câncer de mama. As mamas são constituídas de tecido fibroglandular e adiposo. As mamas com maior proporção de tecido fibroglandular apresentam maior glandularidade, ou densidade, e possuem elevado risco de câncer. A glandularidade da mama é determinada através de sua imagem radiográfica e é expressa como a porcentagem da imagem ocupada por tecido radiologicamente denso. Como a glandularidade é um parâmetro importante, uma vez que está ligado ao risco de câncer de mama, vemos a necessidade de estudos para avaliar os métodos existentes para a sua determinação. A estimativa da densidade pode ser realizada através de uma aproximação por área ou por uma aproximação volumétrica. No Laboratório de Radioproteção Aplicada à Mamografia (LARAM) do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), foi desenvolvida uma metodologia que gera modelos computacionais das mamas de pacientes a partir de suas imagens mamográficas digitais e que permite a estimativa da glandularidade. O objetivo desse trabalho é estimar a glandularidade das mamas de uma amostra de pacientes, a partir de suas imagens digitais, utilizando a metodologia desenvolvida no LARAM. Foi utilizada amostras de imagens digitais de 52 pacientes, que realizaram exames de mamografia digital em uma clínica de Belo Horizonte. Os resultados preliminares da glandularidade obtidos são consistentes com resultados encontrados na literatura, mas concluímos que, é necessário um estudo mais aprofundado para validação da metodologia utilizada como uma alternativa aos programas de determinação de glandularidade disponíveis no mercado.

1. INTRODUÇÃO

A incidência do câncer de mama tem aumentado gradativamente entre as mulheres, sendo o tipo de câncer mais comum depois do câncer de pele não melanoma [1]. Mulheres acima de 35 anos são as mais susceptíveis à doença, principalmente depois dos 50 anos [1]. A mamografia é o exame radiográfico da mama capaz de detectar o câncer. A mama é um órgão radiossensível e, portanto, existe um risco de câncer radioinduzido devido ao exame [2, 3]. As mamas são constituídas de tecido fibroglandular e adiposo. As mamas com maior proporção de tecido fibroglandular apresentam maior densidade, ou glandularidade, e possuem risco de câncer mais elevado [4]. A glandularidade da mama é determinada através de sua imagem radiográfica e é expressa como a porcentagem da imagem ocupada por tecido radiologicamente denso [4]. Dessa forma, sendo importante para auxiliar o médico radiologista na classificação da imagem. E como a glandularidade é um parâmetro importante, uma vez que está ligado ao risco de câncer de mama, é necessário avaliar os métodos existentes para a sua determinação. A estimativa da densidade pode ser obtida através de uma aproximação por área ou volumétrica. No

laboratório de Radioproteção Aplicada à Mamografia (LARAM) do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), foi desenvolvida uma ferramenta que gera modelos computacionais das mamas de pacientes a partir de suas imagens mamográficas digitais [5-7]. Estimando-se o volume do modelo computacional da mama gerado e o volume dos voxels de tecido fibroglandular, foi possível determinar a glandularidade das mamas das pacientes pelo método volumétrico [5]. Os valores de glandularidade do método volumétrico foram obtidos pela razão entre volume dos voxels glandulares e o volume do modelo de mama computacional. Como uma das etapas do processo de geração dos modelos computacionais passa pela segmentação dos tecidos da mama na imagem mamográfica digital, também é possível fazer a estimativa da glandularidade em uma aproximação por área, na qual a densidade é estimada pela porção de tecido fibroglandular ocupada na imagem da mama. O objetivo deste trabalho, através de um estudo preliminar, é estimar a glandularidade das mamas de uma amostra de pacientes, a partir de suas imagens digitais, em uma aproximação por área.

2. METODOLOGIA

Para a aquisição dos dados foram utilizados os seguintes materiais: (*i*) amostra de imagens mamográficas digitais de 52 pacientes; (*ii*) programa computacional ImageJ e (*iii*) programa computacional para segmentação dos tecidos das imagens mamográficas. As imagens foram coletadas em uma estação de trabalho de um sistema de mamografia digital clínico de uma clínica de Belo Horizonte. As mesmas foram selecionadas de maneira aleatória de forma que a amostra não representasse um grupo de pacientes especifico. O programa computacional ImageJ foi utilizado para converter essas imagens, que possuem o formato DICOM, no formato de texto (.txt) para a utilização através do programa segmentador de tecidos. Tal conversão não altera o tamanho da matriz de pixel das imagens (3584 x 4784) e a sua profundidade de bits (16 bits). Em seguida, esse programa realiza a segmentação dos tecidos das imagens das mamas das pacientes. Tal segmentação é baseada nos tons de cinza (valor médio do pixel) característicos de cada tecido [5-7], atribuindo-se valores limiares a cada um. O ImageJ também foi utilizado para eliminar o tecido de músculo peitoral das imagens que o apresentavam após a segmentação. A Fig. 1 a seguir mostra um exemplo de resultado gerado pelo programa segmentador de tecidos. Ao término do processo de segmentação de tecidos das imagens das mamas, o programa faz uma estimativa por área da glandularidade, podendo a mama ter entre 0% glandularidade (mama 100% adiposa) e 100% glandularidade (mama 100% glandular). Essa estimativa é feita pela contagem do número de pixels representativos do tecido fibroglandular e do número total de pixels da mama da paciente. A razão dessas quantidades é a glandularidade da mama, em uma estimativa por área. Então, esses resultados foram comparados aos valores de glandularidade obtidos por Paixão e colaboradores (2015) [5], que as determinaram através de uma aproximação volumétrica.

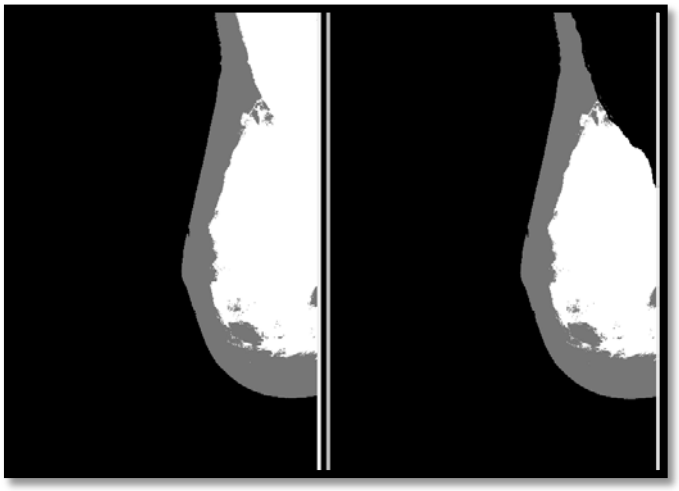


Fig. 1. Exemplo de imagens segmentadas, com (esquerda) e sem (direita) músculo peitoral.

3. RESULTADOS

Foram determinadas as glandularidades de 177 imagens referentes a imagens clínicas (craniocaudais e médio-laterais oblíquas) de 52 pacientes pelo método de área. Na Fig. 2 é apresentada a distribuição de frequência das glandularidades das mamas nas faixas de 0-24%, 25-49%, 50-74% e 75-100%, juntamente com os resultados obtidos pela aproximação volumétrica [5].

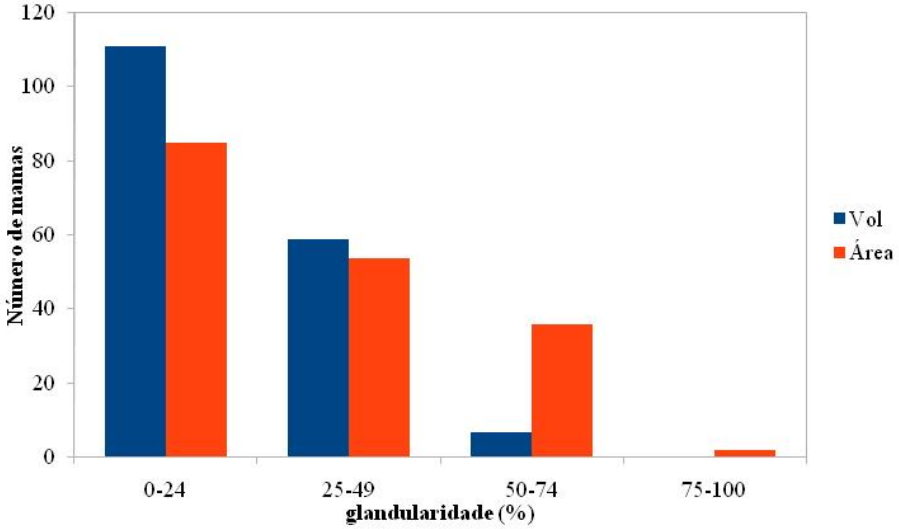


Fig. 2. Estimativa da glandularidade das mamas de pacientes.

A maioria dos modelos, 79%, possui glandularidade menor que 50%. O valor de glandularidade média de 28 ± 23% (1 σ) obtido nesse trabalho indica que a composição da mama padrão (mama média, 50% tecido glandular e 50% tecido adiposo) adotada em vários protocolos de dosimetria em mamografia [8,9], sugere a necessidade de uma revisão. Os resultados concordam com os valores obtidos na estimativa volumétrica, 96% das mamas menores que 50% e glandularidade média de 20 ± 16%, e se aproxima ao

que tem sido publicado na literatura [10-13]. Porém, estes resultados são preliminares, necessitando de um estudo maior e mais detalhado para a validação da metodologia e confirmação dos resultados.

4. CONCLUSÃO

Os resultados preliminares da estimativa da glandularidade por área de mamas de pacientes obtidos com a metodologia desenvolvida no LARAM/CDTN são consistentes com resultados encontrados na literatura. No entanto, as estimativas obtidas pelo método da área são maiores que aquelas apresentadas pelo método volumétrico. Diante disso, existe a necessidade da realização de um estudo mais aprofundado para a validação da metodologia utilizada. Não obstante, a mesma se mostra como uma alternativa aos programas de pesquisa para a determinação de glandularidade, já então, disponíveis. Além do mais, o método por área é mais simples e de mais fácil implementação que o método volumétrico.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem à Universidade Federal de Minas Gerais pelo incentivo com bolsa do projeto PRONOTURNO, à Clínica Dra. Maria Helena Araújo Teixeira por fornecer o sistema de mamografia digital e as imagens de pacientes e à Dra. Margarita Chevalier Del Rio da Universidade Complutense de Madrid. Este trabalho foi executado com suporte financeiro da Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG) e do Ministério da Ciência e Tecnologia (MCT) através dos Institutos Nacionais de Ciência e Tecnologia (INCT) em Metrologia das Radiações em Medicina.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] http://www2.inca.gov.br/wps/wcm/connect/tiposdecancer/site/home/mama

[2] R. E. Hendrick, “Radiation doses and câncer risks from breast imaging studies”, Radiology, Vol. 257, pp. 246-253 (2010).

[3] M. J. Yaffe and J. G. Mainprize, “Risk of radiation-induced breast cancer from mammographic screening”, Radiology, Vol. 258, pp. 98-105 (2011).

[4] N. F. Boyd et al., “Mammographic density and breast cancer risk: current understand-ding and future prospects”, Breast Cancer Research, Vol. 13, pp. 1-12 (2011).

[5] L. Paixão et al., “Determinação volumétrica da glandularidade das mamas de pacientes submetidas a exames de mamografia digital”, XX Congresso Brasileiro de Física Médica e Simpósio Internacional de Proteção Radiológica em Medicina, Rio de Janeiro, 12-15 agosto (2015).

[6] Reis, L. P. “Metodologia para geração de modelos de mama com distribuição espacial de tecido glandular”, Tese, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Brasil (2015).

[7] L. Paixão et al., “New method for generating breast models featuring glandular tissue spatial distribution”, Radiation Physics and Chemistry, Vol. 119, pp. 200-206 (2016).

[8] European Commission, “European Protocol for Dosimetry in Mammography”, Office for the Official Publications of the Commission of the European Communities, Luxembourg (1996).

[9] International Atomic Energy Agency, "Dosimetry in diagnostic radiology: an international code of practice", Technical Reports Series no. 457, Vienna (2007).

[10] M. J. Yaffe et al., "The myth of the 50-50 breast", Medical Physics, Vol. 36, pp. 5437-5444 (2009).

[11] J. Zoetelief et al., "Glandularity and mean glandular dose determined for individual women at four regional breast cancer screening units in The Netherlands", Physics in Medicine and Biology, Vol. 51, pp. 1807-1817 (2006).

[12] J. Jansen et al., "Method for determination of the mean fraction of glandular tissue in individual female breasts using mammography", Physics in Medicine and Biology, Vol. 50, pp. 5953-5967 (2005).

[13] R. Klein et al., "Determination of average glandular dose with modern mammography units for two large groups of patients", Physics in Medicine and Biology, Vol. 42, pp. 651-671 (1997).

Id.: AP-43

AVALIAÇÃO DO RISCO EM RADIOTERAPIA: ESTUDO DE CASO

Geórgia S. Joana[1, 2], Marcello G. Gonçalves[2], Maria do S. Nogueira[3]

[1] Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares – DEN/UFMG. Av. Pres. Antônio Carlos, 6627
Pampulha, Belo Horizonte, MG.
[2] Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN. R. Gal. Severiano, 90
Botafogo, Rio de Janeiro, RJ.
[3] Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear. Comissão Nacional de Energia Nuclear – CDTN/CNEN
Av. Pres. Antônio Carlos, 6627 – Pampulha, Belo Horizonte, MG.
Belo Horizonte, MG.
georgia.joana@cnen.gov.br

Palavras-Chave: matriz de risco, SEVRRA, radioterapia.

RESUMO

A radioterapia é um procedimento terapêutico complexo que envolve uma variedade de recursos tecnológicos, diversos profissionais e uma série de atribuições desempenhadas por estes com grande grau de interdependência entre si. Neste cenário, são várias as possibilidades de falha no processo de tratamento que podem levar a uma exposição acidental. O SEVRRA é um sistema para avaliação do risco em radioterapia baseado na metodologia de matriz de risco que permite a análise do risco de maneira prescritiva, indicando quais eventos apresentam maior risco e/ou mais graves consequências, além de apresentar uma análise da importância das barreiras e redutores de frequência e consequência destes eventos. Este trabalho teve como objetivo demonstrar a aplicação desta ferramenta realizando a análise de risco para uma instalação de radioterapia típica. Através do SEVRRA foi estabelecido o perfil de risco global desta instalação, identificando-se os eventos de mais alto risco, assim como as barreiras de maior impacto para este nível de risco. Após considerar a implementação de barreiras inexistentes e de elevado impacto no nível de risco indicadas pelo SEVRRA, foi possível reduzir de 31% para 8% no número de eventos iniciadores de acidente com Risco Alto, demonstrando a eficácia desta ferramenta para o gerenciamento do risco em radioterapia.

1. INTRODUÇÃO

A radioterapia é um procedimento terapêutico complexo que envolve diversos profissionais e uma série de atribuições desempenhadas com grande grau de interdependência entre elas. A radioterapia engloba um corpo técnico altamente especializado e uma gama de possibilidades terapêuticas e tecnológicas. Na mesma proporção do grau de liberdade para a tomada de decisão e execução deste tratamento, são várias as possibilidades de falha no processo de tratamento. Considerando ainda o aumento da incidência dos vários tipos de câncer e o consequente aumento no número de pacientes atendidos por dia em cada unidade de tratamento, tem-se um cenário propenso à ocorrência de eventos que podem levar a um acidente (exposição não planejada de um indivíduo, região, órgão ou tecido, tanto por sobre quanto por subdosagem). Assim, surge a necessidade de uma abordagem preventiva, estabelecendo uma metodologia para avaliar e gerenciar os riscos de exposição acidental em uma instalação de radioterapia [1].

O Fórum Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos e Nucleares – FORO [2], do qual o Brasil é um dos países signatários, no âmbito de um projeto de análise de risco em radioterapia, desenvolveu o sistema SEVRRA (*Sistema de Evaluación del Riesgo en Radioterapia*) [3]. O SEVRRA baseia-se na metodologia de matriz de risco [1, 5], um método semiquantitativo que combina as abordagens retrospectiva e prospectiva para análise do risco, estabelecidas a partir dos resultados do estudo de Análise Probabilística de Segurança (APS) realizados no âmbito do FORO [4] e das lições aprendidas em exposições acidentais ou relatos de quase acidente da literatura. A matriz de risco é um método que proporciona uma análise sistemática, exaustiva e estruturada que permite concentrar os esforços nos eventos que representam maior risco e, a sua implementação no SEVRRA, apresenta a vantagem de poder ser utilizado sem a necessidade de maiores conhecimentos em técnicas de avaliação de risco [1, 5].

O risco é a probabilidade de ocorrência de um dano. Com o objetivo de reduzir o risco de dano de um evento iniciador de acidente, podem-se adotar medidas que configurem barreiras para evitar, prevenir, detectar, controlar e mitigar as consequências deste acidente. Em um sistema de redundância, são estabelecidas duas ou mais barreiras com o mesmo objetivo, para que uma atue no caso de falha da outra [1].

Levando-se em conta a severidade do dano e o número de barreiras disponíveis, o risco pode ser definido a partir da relação entre a frequência (f) com que um evento iniciador acontece, classificada em alta (f_A), média (f_M), baixa (f_B) e muito baixa (f_{MB}), a probabilidade (P) de falha das barreiras, classificada em alta (P_A), média (P_M), baixa (P_B) e muito baixa (P_{MB}) e a consequência (C) (gravidade do dano), classificada em muito alta (C_{MA}), alta (C_A), média (C_M) e baixa (C_B), decorrente deste evento iniciador, conforme a Equação (1) [1, 5]:

$$R = f \cap P \cap C \qquad (1)$$

A combinação destas três variáveis de quatro níveis cada uma resulta em 64 combinações para o nível de risco também em quatro níveis: muito alto (R_{MA}), alto (R_A), médio (R_M) e baixo (R_B), conforme matriz de risco apresentada na Fig. 1 [1, 5].

A avaliação do risco consiste em identificar todos os possíveis eventos iniciadores de acidente, avaliar sua probabilidade de ocorrência e a severidade do dano decorrente, definindo um critério de aceitabilidade para este risco. Estabelecida uma classificação de risco para estes eventos, é feita a intervenção a partir daqueles de mais alto risco, introduzindo-se de barreiras e redutores de frequência/consequência, diminuindo o nível de risco global da instalação.

Este trabalho tem como objetivo estabelecer o perfil de risco de uma instalação de radioterapia típica através da ferramenta de avaliação de risco SEVRRA, para identificar as sequências acidentais de mais alto risco, as barreiras e redutores de frequência e consequência existentes, analisar a sensibilidade e importância destas e estabelecer barreiras e redutores adicionais, tendo como resultado a redução do nível de risco global associado à prática de radioterapia nesta instalação.

f_A	P_A	C_{MA}	R_{MA}	f_A	P_A	C_A	R_{MA}	f_A	P_A	C_M	R_A	f_A	P_A	C_B	R_M
f_M	P_A	C_{MA}	R_{MA}	f_M	P_A	C_A	R_A	f_M	P_A	C_M	R_A	f_M	P_A	C_B	R_M
f_B	P_A	C_{MA}	R_A	f_B	P_A	C_A	R_A	f_B	P_A	C_M	R_M	f_B	P_A	C_B	R_M
f_{MB}	P_A	C_{MA}	R_A	f_{MB}	P_A	C_A	R_A	f_{MB}	P_A	C_M	R_M	f_{MB}	P_A	C_B	R_M
f_A	P_M	C_{MA}	R_{MA}	f_A	P_M	C_A	R_A	f_A	P_M	C_M	R_A	f_A	P_M	C_B	R_M
f_M	P_M	C_{MA}	R_A	f_M	P_M	C_A	R_A	f_M	P_M	C_M	R_M	f_M	P_M	C_B	R_M
f_B	P_M	C_{MA}	R_A	f_B	P_M	C_A	R_A	f_B	P_M	C_M	R_M	f_B	P_M	C_B	R_B
f_{MB}	P_M	C_{MA}	R_A	f_{MB}	P_M	C_A	R_M	f_{MB}	P_M	C_M	R_M	f_{MB}	P_M	C_B	R_B
f_A	P_B	C_{MA}	R_A	f_A	P_B	C_A	R_A	f_A	P_B	C_M	R_M	f_A	P_B	C_B	R_B
f_M	P_B	C_{MA}	R_A	f_M	P_B	C_A	R_A	f_M	P_B	C_M	R_M	f_M	P_B	C_B	R_B
f_B	P_B	C_{MA}	R_M	f_B	P_B	C_A	R_M	f_B	P_B	C_M	R_M	f_B	P_B	C_B	R_B
f_{MB}	P_B	C_{MA}	R_M	f_{MB}	P_B	C_A	R_M	f_{MB}	P_B	C_M	R_M	f_{MB}	P_B	C_B	R_B
f_A	P_{MB}	C_{MA}	R_A	f_A	P_{MB}	C_A	R_M	f_A	P_{MB}	C_M	R_M	f_A	P_{MB}	C_B	R_B
f_M	P_{MB}	C_{MA}	R_M	f_M	P_{MB}	C_A	R_M	f_M	P_{MB}	C_M	R_M	f_M	P_{MB}	C_B	R_B
f_B	P_{MB}	C_{MA}	R_M	f_B	P_{MB}	C_A	R_B	f_B	P_{MB}	C_M	R_B	f_B	P_{MB}	C_B	R_B
f_{MB}	P_{MB}	C_{MA}	R_M	f_{MB}	P_{MB}	C_A	R_B	f_{MB}	P_{MB}	C_M	R_B	f_{MB}	P_{MB}	C_B	R_B

Fig. 1. Matriz de Risco.

2. METODOLOGIA

Para proceder com o estudo de caso, foram definidas as características para uma instalação de radioterapia típica, considerando as tecnologias, recursos humanos, processos, entre outras características comumente observadas nas instalações do país em inspeções regulatórias realizadas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, no período de 2012 a 2015.

A instalação típica avaliada neste estudo possui um acelerador linear de elétrons de dupla energia de fótons e com feixe de elétrons. Não possui colimador multilâminas (utiliza blocos de proteção). Não possui sistema de registro e verificação. Possui tomógrafo simulador na instalação e conta com dois técnicos de radioterapia trabalhando por turno no acelerador linear. Apesar de possuir responsável técnico e supervisor de proteção radiológica titulares e substitutos, estes últimos atuam apenas eventualmente, não possuindo carga horária semanal definida. Assim, a instalação conta apenas com um radioterapeuta e um físico médico durante seu período de funcionamento. Possui programa de Controle de Qualidade baseado em protocolos e recomendações nacionais e internacionais executado regularmente pelo físico médico, porém não há um programa de controle de qualidade do sistema de planejamento. Há um programa de manutenção preventiva do equipamento, porém não há um procedimento estabelecido para registro da necessidade ou não de dosimetria, aceite e liberação da máquina para uso clínico pelo físico médico.

Os recursos humanos da instalação são todos qualificados para suas funções e passam por treinamentos de reciclagem anualmente. Como efetivamente há apenas um médico radioterapeuta e um físico médico responsáveis pela prescrição e planejamento, os processos são bem padronizados e estes têm conhecimento de todos os tratamentos realizados no serviço, o que faz com que eles não mantenham uma rotina com reuniões semanais para discussão dos casos tratados na semana. Porém, em função da elevada carga de trabalho, não há uma rotina estabelecida para participação destes na primeira sessão de tratamento – a imagem portal da primeira sessão muitas vezes é verificada com o tratamento já tendo sido iniciado. Da mesma forma, a revisão dos pacientes com o radioterapeuta não ocorre com frequência

semanal. Não é feita auditoria externa e não há uma rotina de conferência redundante do planejamento e da dosimetria por um segundo físico. Não é incluída a fotografia do paciente e nem do posicionamento deste na ficha de tratamento.

Foi realizada a primeira fase da análise de risco para cada etapa, desde a instalação inicial, aceitação, comissionamento e manutenção do equipamento, até a execução do tratamento, passando por todas as etapas intermediárias, como prescrição, aquisição dos dados anatômicos do paciente e planejamento, considerando inicialmente que a instalação não possui nenhuma barreira ou redutor para se estabelecer o nível de risco de base para a prática de radioterapia com acelerador linear.

A partir das características da instalação típica descritas acima, foi realizada a segunda fase da análise, inserindo no SEVRRA as barreiras e redutores de frequência e consequência existentes na instalação. Obtido o nível de risco global da instalação, foram identificadas as sequências acidentais de mais alto risco e as barreiras e redutores de frequência e consequência de maior impacto para este nível de risco.

Na terceira fase foram identificadas as possíveis alterações ou inclusão de barreiras que poderiam impactar no nível de risco e refeita a análise considerando estas modificações para estabelecer e avaliar o impacto destas na redução do nível de risco global.

3. RESULTADOS

No SEVRRA estão identificados 148 Eventos Iniciadores (EI) de acidente para a prática de radioterapia com acelerador linear. Para a instalação analisada neste estudo de caso, em função desta não possuir colimador multilâminas, aplicam-se 141 dos 148 Eventos Iniciadores. Considerando que não existam quaisquer barreiras e redutores de frequência e de consequência na instalação (1ª fase) (Fig. 2), a instalação teria 01 EI com Risco Muito Alto (RMA), 120 com Risco Alto (RA) e 20 com Risco Médio (RM). Ao introduzir na análise as barreiras e redutores já existentes (2ª fase), o EI com RMA tem o nível de risco rebaixado para RM, e a instalação passa a apresentar 46 EI com RA, 67 com RM e 28 com Risco Baixo (RB) (Fig. 3).

Núm.	Etapa	Risco Muito Alto (RMA)	Risco Alto (RA)	Risco M&eacutre;dio (RM)	Risco Baixo (RB)	Não se Aplica (NA)	Registrados	Total por Etapa	Concluío
1	Instalação inicial do equipamento	0	0	2	0	0	2	2	✓
2	Aceitação e Comissionamento	0	21	3	0	0	27	27	✓
3	Manutenção do equipamento	0	1	2	0	0	3	3	✓
4	Prescrição Clínica do tratamento	0	8	0	0	0	8	8	✓
5	Aquisição de dados anatômicos do paciente	0	10	0	0	0	10	10	✓
6	Delineamento dos volumes	0	6	0	0	0	6	6	✓
7	Planejamento do tratamento	0	13	0	0	0	16	16	✓
8	Confecção dos moldes	0	3	1	0	0	4	4	✓
9	Início do tratamento	1	15	1	0	0	17	17	✓
10	Posicionamento diário para tratamento	0	10	3	0	0	13	13	✓
11	Execução do tratamento	0	33	8	0	0	42	42	✓
	Total	**1**	**120**	**20**	**0**	**0**	**148**	**148**	**11**

Fig. 2. Primeira fase: número de Eventos Iniciadores por classificação de risco sem adição de barreiras e redutores de frequência e consequência.

Núm.	Etapa	Risco Muito Alto (RMA)	Risco Alto (RA)	Risco Médio (RM)	Risco Baixo (RB)	Não se Aplica (NA)	Registrados	Total por Etapa	Concluído
1	Instalação inicial do equipamento	0	0	2	0	0	2	2	✓
2	Aceitação e Comissionamento	0	16	8	0	0	27	27	✓
3	Manutenção do equipamento	0	1	2	0	0	3	3	✓
4	Prescrição Clínica do tratamento	0	2	0	6	0	8	8	✓
5	Aquisição de dados anatômicos do paciente	0	2	4	4	0	10	10	✓
6	Delineamento dos volumes	0	1	1	4	0	6	6	✓
7	Planejamento do tratamento	0	11	2	0	0	16	16	✓
8	Confecção dos moldes	0	0	4	0	0	4	4	✓
9	Início do tratamento	0	6	5	6	0	17	17	✓
10	Posicionamento diário para tratamento	0	1	7	5	0	13	13	✓
11	Execução do tratamento	0	4	34	3	0	42	42	✓
	Total	**0**	**44**	**69**	**28**	**0**	**148**	**148**	**11**

Fig. 3. Segunda fase: número de Eventos Iniciadores por classificação de risco após adição das barreiras e redutores de frequência e consequência existentes na instalação.

Tab. 1. Barreiras e redutores de frequência e consequência de maior impacto.

Tipo	Descrição	% EI impactados
RC	Revisão médica semanal do paciente para detecção de erros na administração de dose ou em etapas prévias do tratamento	43,2%
RC	Procedimento para posicionamento do paciente de maneira a detectar eventuais erros de geometria ou de dose através de sinais visuais durante o posicionamento diário do paciente	36,4%
RC	Dosimetria *in vivo* semanal para detecção de erros na administração da dose	36,4%
B	Dosimetria *in vivo* na primeira sessão de tratamento, para verificar a correspondência entre a dose administrada e planejada para detectar erro na administração da dose	34,1%
RC	Auditoria externa anual na instalação para o controle da taxa de dose de referencia	34,1%
B	Comparação da dose calculada pelo sistema de planejamento com a dose medida, durante o comissionamento do sistema de planejamento	29,5%
RF	Capacitação do físico médico, incluindo o processo completo de calibração, os erros normalmente cometidos e lições aprendidas	22,7%
B	Verificação redundante dos resultados de calibração realizada por outro físico médico e com outro conjunto dosimétrico	20,5%
RC	Testes de CQ mensais e anuais, incluindo controles dos parâmetros de segurança, geométricos e dosimétricos	15,9%
B	Avaliação pelo radioterapeuta e pelo físico médico da imagem portal na sessão inicial de tratamento	11,4%
B	Verificação independente do planejamento por outro físico médico	11,4%
B	Verificação redundante dos dados introduzidos no sistema de planejamento por outro físico médico	11,4%

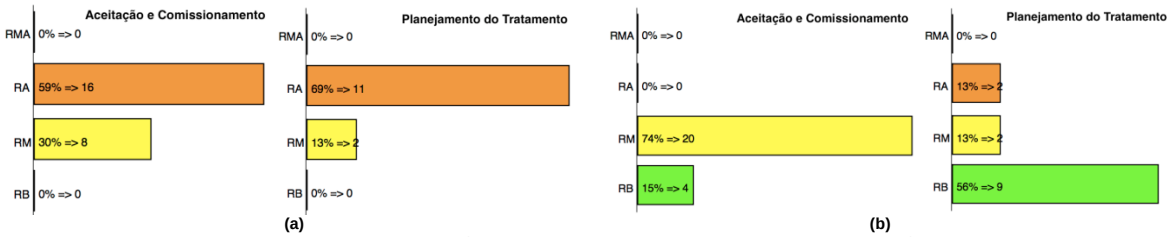


Fig. 4. Etapas de mais alto risco (a) na 2ª fase da análise de risco e (b) na 3ª fase da análise, após a modificação/inclusão de barreiras adicionais.

A Tab. 1 apresenta as barreiras e redutores cuja ausência têm maior impacto para o alto nível de risco obtido. Nota-se que a maioria destas barreiras pode ser implementada garantindo uma carga horária mínima para um segundo médico radioterapeuta e um segundo físico médico na instalação. Refazendo a análise (3ª fase) considerando a participação destes profissionais na rotina do serviço, obtém-se uma

redução de 31% para 8% na quantidade de EI de RA. Reduzindo o nível de risco dos 16 EI da etapa de aceitação e comissionamento de RA para RM ou RB, rebaixando também o nível de risco de 9 dos 11 EI da etapa de planejamento do tratamento para RB (Fig. 4). Nesta configuração, as etapas de aceitação e comissionamento e planejamento do tratamento apresentaram a maior quantidade de sequência acidentais com Risco Alto: 27 Eventos Iniciadores, 61% do total de eventos iniciadores para a prática (Fig. 4).

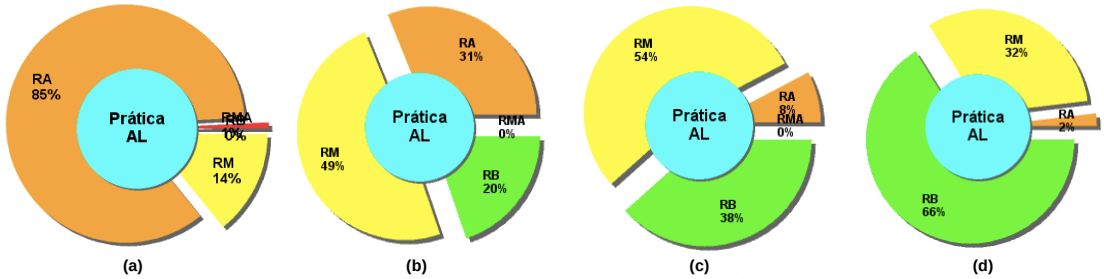


Fig. 5. Distribuição dos eventos iniciadores por nível de risco (a) 1ª fase: sem barreiras e redutores, (b) 2ª fase: com as barreiras e redutores existentes na instalação analisada, (c) 3ª fase: adicionando/modificando barreiras e redutores de maior impacto e (d) para uma instalação de referência.

4. CONCLUSÃO

Através da metodologia de matriz de risco é possível identificar e focar os esforços nos eventos que apresentam maior risco para os pacientes, trabalhadores e/ou público, assim como identificar as barreiras e redutores que representam maior impacto para a redução deste nível de risco da instalação. O uso do SEVRRA facilita a aplicação desta metodologia e a avaliação dos resultados para o estabelecimento de prioridades, indicando ações específicas a serem implementadas para redução do risco.

Neste estudo de caso, através de uma medida administrativa simples foi possível reduzir de 31% para 8% o número de eventos iniciadores de acidente com Risco Alto, apenas estabelecendo uma carga horária mínima para o radioterapeuta responsável técnico e físico médico substitutos, o que torna possível a implementação de atividades de verificação redundante, e também a diminuição da carga de trabalho do médico radioterapeuta e do físico médico responsáveis, possibilitando que estes passem a executar procedimentos, como revisão semanal do paciente e participação da primeira sessão de tratamento, que têm grande impacto no nível de risco global da instalação.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] International Atomic Energy Agency. “TECDOC-1685/S. Aplicación del método de la matriz de riesgo a la radioterapia”, Vienna, IAEA (2012).

[2] foroiberam.org.

[3] Mc Donnell, J. et al. Aplicacion de SEVRRA para la Evaluacion de Condiciones de Riego en Braquiterapia HDR”, IRPA 2013, Rio de Janeiro, 15-19 april (2013).

[4] International Atomic Energy Agency. TECDOC-1670/S. “Análisis Probabilista de Seguridad de Tratamentos de Radioterapia con Acelerador Lineal”, Vienna, IAEA (2012).

[5] Vilaragut, J.J et al. “Prevention of Accidental Exposure in Radiotherapy: The risk matrix approach”, Health Physics, vol. 104(2), pp139-150 (2013).

Id.: AP-44

BIOMONITORAÇÃO DA POLUIÇÃO ATMOSFÉRICA NA REGIÃO DA PAMPULHA UTILIZANDO LIQUENS COMO INDICADORES DA QUALIDADE DO AR

***Déborah Raquel Gomes Teixeira de Melo[1], Maria Ângela de Barros Correia Menezes[1,2]**

[1]Universidade Federal de Minas Gerais- Departamento de Engenharia Nuclear
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Av. Antônio Carlos 6627, Campus UFMG. - CEP 31270-901 – Belo Horizonte - MG
*debuliz@gmail.com

Palavras-Chave: Biomonitoração, liquens, qualidade do ar, análise por ativação neutrônica

RESUMO

O aumento do fluxo veicular na região metropolitana de Belo Horizonte, especialmente na região da Pampulha, tem intensificado os níveis de poluição atmosférica. Simultaneamente, o crescimento da concentração de poluentes no ar tem colocado em estado de atenção a comunidade médica, visto que o material particulado contaminante apresenta risco latente de lesões no sistema respiratório quando em concentrações elevadas no organismo humano. É, então, importante, que haja monitoramento da qualidade do ar atmosférico em termos de material particulado e da presença de elementos químicos nesse material. As metodologias convencionais de controle e monitoramento da concentração de contaminantes atmosféricos, apesar de eficazes, apresentam desvantagens no quesito de aquisição e manutenção de aparelhagem adequada, posto que, apresentam elevado custo. Uma alternativa de baixo custo e fácil manutenção é o biomonitoramento da qualidade do ar utilizando liquens. Avaliações preliminares reportadas na literatura confirmam a utilização de biomonitoramento por liquens como procedimento alternativo exequível que apresenta, de forma rápida e eficaz, resultados comparáveis aos obtidos com técnicas convencionais. Este trabalho é uma proposta de se utilizar liquens como bioindicadores de elementos químicos no ar, analisando-os pela técnica analítica nuclear de ativação neutrônica, e complementando a coleta convencional de material particulado em filtros de ar no projeto denominado "Caracterização do MP atmosférico na RMBH", Edital FAPEMIG Universal 01/2013.

1. INTRODUÇÃO

A poluição atmosférica causa problemas ambientais e sociais, com impactos adversos nos ecossistemas, na saúde humana, no clima. Nas áreas urbanas, os veículos automotores têm sido considerados um dos maiores contribuintes para a poluição do ar. A contaminação atmosférica consiste, em parte, pela presença de material particulado, que preocupa especialistas da área médica pela sua ação de risco à saúde ao transpor as barreiras do sistema respiratório e se depositar nos alvéolos pulmonares. O acúmulo desse material particulado gera danos que podem ser identificados somente após longos períodos de exposição [1 - 2].

As avaliações dos níveis de poluição atmosférica consistem, principalmente, na mensuração direta dos poluentes específicos, por exemplo, analisando particulados coletados em filtros de ar e realizando a coleta de aerossóis. Entretanto, diferentes fatores dificultam a viabilidade dessa metodologia, já que se

deve levar em consideração elevados custos de aquisição e manutenção do equipamento, além do alto número de amostragens necessárias para obtenção de resultados conclusivos [3, 4, 5].

Apresenta-se como alternativa, a aplicação da biomonitoração, que consiste na utilização de seres vivos e suas respectivas respostas às concentrações de material particulado na atmosfera. O uso dessa metodologia apresenta benefícios consideráveis porque revela de maneira rápida e confiável as informações referentes ao impacto ambiental causado pelos poluentes do ar. Estudos recentes enfatizam a biomonitoração por liquens como ferramenta alternativa de medidas diretas de material particulado, comparando-se aos métodos tradicionais [6 - 7].

O presente estudo propõe a avaliação qualitativa e quantitativa de elementos químicos inorgânicos nas amostras de liquens coletadas na região da Pampulha, de modo a verificar o nível de poluição atmosférica já avaliada em estudos anteriores por meio de filtros de ar [5].

A técnica proposta para tal procedimento é a de ativação neutrônica, método k_0 [8, 9] que será executada no Laboratório de Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN.

2. METODOLOGIA

Este estudo está inserido no projeto "Caracterização do MP atmosférico na RMBH" em que serão coletados os MP da atmosfera utilizando amostradores de grandes volumes, AGV, semi-automático para $PM_{10}/PM_{2,5}$. Os equipamentos serão instalados em posições a serem definidas, em função de diversos aspectos: fluxo de veículos, topografia, segurança física, etc., na região da Pampulha [5].

A periodicidade da coleta ainda será avaliada. Entretanto, pretende-se amostrar por 12 horas, durante o dia, ao longo de um ano de investigação, em diversos pontos. Os equipamentos serão instalados segundo as orientações do fornecedor e todo o procedimento de operação, inclusive a manipulação dos filtros e análise dos resultados seguirão as normas vigentes. A coleta de material particulado com filtros de ar e a análise do material serão executadas em outro projeto.

Para complementar a coleta de material particulado via filtro de ar, serão, também, utilizados liquens como biomonitores.

O estudo com liquens será desenvolvido em 5 etapas:

1) Identificação das árvores com liquens próximas da estação de coleta de MP_{10}
O objetivo é que sejam árvores com liquens que se desenvolveram no mesmo ambiente onde será coletado o material particulado.

2) Identificação dos liquens.
Essa identificação será importante, pois irá permitir a classificação dos líquens presentes na área, assim como agrupá-los segundo sua morfologia e retirar para análise os organismos de interesse da pesquisa. Serão tiradas fotografias para posterior análise [10].

3) Coleta dos biomonitores
A coleta será feita com auxílio de uma faca de aço inoxidável. Será necessário que uma parte da casca da árvore seja removida junto. Este material será, então, acondicionado em sacos de papel para evitar que fiquem úmidos.

4) Preparo dos biomonitores para análise
Com auxílio de uma pinça, os pedaços da casca de árvores serão retirados do líquen. Em seguida, os liquens serão lavados com água de acordo com a literatura e secados em estufa a 40 °C. Depois serão acondicionados em tubos de polietileno adequados para irradiação.

5) Análise por ativação neutrônica

As amostras serão analisadas pela técnica nuclear de ativação neutrônica, método k_0 [8, 9]. k_0-INAA. Será utilizado o reator de pesquisa TRIGA MARK I IPR-R1 localizado no CDTN/CNEN, que a 100 kW, o fluxo médio de nêutrons térmicos é de $6{,}6x10^{11}$ nêutrons.cm^{-2}.s^{-1} na mesa giratória. Durante a irradiação, que será de 8 horas, as amostras serão acompanhadas por monitores de ouro – liga Al-Au, 0,1%.

O controle de qualidade das análises será realizado através da análise de materiais de referência, por k_0-INAA, para verificar a exatidão do método aplicando. Os materiais de referência serão escolhidos na ocasião.

Após a irradiação, o tempo de decaimento será de 2 dias a 1 semana, para a determinação de elementos cujos radionuclídeos são de meias vidas médias (entre 12 e 72 horas) como o Na, K, As e Br; o decaimento será de 20 dias ou mais, para a determinação de elementos, como o Cr, Hg, Sb, Sc, Zn, etc., cujos radionuclídeos são de meias vidas longas [11, 12]. A espectrometria gama será realizada em detetor HPGe com 50% de eficiência nominal e eletrônica associada. Será utilizado o programa Genie 2000, CANBERRA, para a aquisição dos espectros gama.

6) Cálculos
A avaliação dos espectros gama será realizada utilizando o programa HyperLab [13] e os cálculos de concentração elementar serão através do programa KayWin® [14] específico para o método k_0.

3. RESULTADOS

Ainda não há resultados preliminares, mas espera-se que os resultados de concentrações elementares nos liquens sejam coerentes com os dos materiais particulados em filtros de ar, quando provenientes dos mesmos pontos de coleta.

4. CONCLUSÃO

A equipe já tem experiência em coletar e analisar liquens [7]. Assim, espera-se que os resultados que serão obtidos confirmem os estudos reportados na literatura referentes às concentrações de material particulado oriundo de emissões veiculares e industriais.

AGRADECIMENTOS

Ao professor Dr. Alberto Avellar Barreto, coordenador do projeto “Caracterização do MP atmosférico na RMBH”, CDTN/CNEN, por permitir que esta proposta seja incorporada ao seu projeto.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] M. A. Arbex, *et al*. "A poluição do ar e o sistema respiratório", J Bras Pneumol.,Vol. 38, pp. 643-655 (2012).

[2] E. A. Yura, *et al*. "Using CALINE dispersion to assess vehicular PM2.5 emissions", Atmospheric Environment, Vol. 41, pp. 8747–8757 (2007).

[3] P. G. M. Queiroz, V. M. F. Jacomino, M. Â. B. C. Menezes, "Composição elementar do material particulado presente no aerossol atmosférico do município de Sete Lagoas, Minas Gerais", Quim. Nova, Vol. 30, pp. 1233-1239 (2007).

[4] P. Sharma and M Khare, "Modelling of vehicular exhausts: a review", Transportation Research Part D: Transport and Environment, India, Vol. 6, pp. 179-198 (2001).

[5] I. F. S. Moura, "Avaliação de MP_{10} na Região Metropolitana de Belo Horizonte", Mestrado. Programa de Pós Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares. UFMG. Belo Horizonte (2016).

[6] W. R. Costa and M. F. Mineo, "Os liquens como bioindicadores de poluição atmosférica no município de Uberaba, Minas Gerais, Brasil", Revista do Centro de Ciências Naturais e Exatas - UFSM, Santa Maria Revista Eletrônica em Gestão, Educação e Tecnologia Ambiental - REGET, Vol. 13, pp. 2690- 270 (2013).

[7] Viana, C. O., M. Â. B. C. Menezes, Elene C. Pereira-Maia, "Epiphytic lichens on air biomonitoring in Belo Horizonte City, Brazil: a preliminary assessment", International Journal of Environment and Health, Vol. 5, p. 324-336 (2011).

[8] M. Â. B. C. Menezes *et al*. "k_0-Instrumental Neutron Activation Analysis establishment at CDTN, Brazil: a successful story", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 257, pp. 627-632 (2003).

[9] M. Â. B. C. Menezes and R. Jacimovic "Optimised k_0-instrumental neutron activation method using the TRIGA MARK I IPR-R1 reactor at CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil", Nuclear Instruments & Methods in Physics Research. Section A, Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Vol. 564, pp. 707-715 (2006).

[10] G. B. Kerbauy. "Fisiologia Vegetal". Guanabara Koogan. (2004).

[11] G. Friedlander *et al.* "Nuclear and Radiochemistry". John Wiley and Sons, 3 ed. New York, 684p (1981).

[12] International Atomic Energy Agency, "Practical aspects of operating a neutron activation analysis laboratory", IAEA-TECDOC-564. Vienna (1990).

[13] HYPERLAB - "HyperLab Software". Disponível em: <www.hlabsof.com>, Acesso: 2016.

[14] Kayzero for Windows®, User's Manual for reactor neutron activation analysis (NAA) using the k_0 standardization method, Ver. 2.42 (2011).

INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR

Id IN-01

SISTEMA DE AQUISIÇÃO E TRATAMENTO DE DADOS PARA MANIPULADOR ROBÓTICO EM ATIVIDADES COM RADIAÇÃO

Wallen Ferreira de Souza[1], Eldrick D' Martins[1], Amir Zacarias Mesquita[1], Arthur Francisco Jorge Ferreira[2]
[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear(CDTN/CNEN)
[2]Campus da UFMG - Pampulha - CEP 31270-901. Belo Horizonte – MG)
wallenfds@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Manipulador, robótica, radiação ionizante, Phyton, LabVIEW®, DAS

RESUMO

No Laboratório de Termo-Hidráulicado Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), está sendo desenvolvido um manipulador mecânico com um comando que capta os movimentos do braço de um ser humano. O intuito é ser capaz de manipular materiais radioativos remotamente em situações inesperadas ou emergenciais, a partir de um manipulador já existente.Este trabalho apresenta o estágio atual de desenvolvimento um sistema de aquisição de dados para apoio ao manipulador.Está sendo utilizado um sistema fabricado pela empresa National Instruments, modelo DAQ 6211. Como interface de programação está sendo empregado o *software* de distribuição gratuita, denominado Python versão 3.4, onde através de suas funções, podem-se acessar as informações geradas e gravar diretamente em uma planilha do programa Excel (Microsoft). Os dados coletados e gravados servirão para a construção do controle e lógica de funcionamento do manipulador. Outro *software* que deverá ser utilizado é o LabVIEW®, da empresa National Intruments, pois apesar de não ser livre, o Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN/CNEN possui licença para sua utilização.

1. INTRODUÇÃO

Uma característica marcante dos tempos atuais é a crescente presença dos dispositivos automatizados e robotizados em todas as áreas de atuação humana, como na indústria, por meio das linhas de produção em série. Estas linhas utilizam braços robóticos para executar diversas atividades aumentando, assim, a produtividade, diminuindo os esforços e os riscos sofridos pelo homem em ambientes hostis. Uma atividade que merece atenção especial é a atividade relacionada à pesquisa, desenvolvimento e utilização da tecnologia nuclear, que pode ser considerada com grande potencial de causar danos à saúde humana. Uma das técnicas utilizadas para proteção é a utilização de manipuladores remotos ou uso de robôs [1].

Está sendo desenvolvido no Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN/CNEN, um dispositivo que emprega a captação dos movimentos dos braços do operador para comandar um manipulador, que seja capaz de replicá-los no local remoto, onde se encontra o campo de radiação. O objetivo deste estudo é o desenvolvimento de um sistema de aquisição (DAS) para suporte e operação do braço robótico que será usado para manipulação de materiais radioativos com o comando de um ser humano para trabalhos não habituais.

2. METODOLOGIA

Inicialmente foi realizado um estudo detalhado do manipulador existente, visando o desenvolvimento de um manipulador com maior precisão de manipulação.Para este estudo será utilizado um manipulador piloto já existente no CDTN. Depois de construído, o sistema de aquisição de dados servirá para medir as respostas do sistema.

O manipulador que será construído deverá possuir uma resposta rápida, na ordem de décimos de segundo ao comando humano, porém com a segurança e sensibilidade necessária devido ao risco do material manipulado. Para isto o sistema deverá coletar dados do manipulador após a exposição do mesmo à radiação ionizante. O objetivo é conhecer o nível de integridade dos componentes do mesmo após uma determinada exposição nos circuitos eletrônicos à exposição pode causar uma mudança transitória ou permanente, podendo causar falhas ou a inutilizarão completa do dispositivo[1,2].Para isso será também feito uma série de medições de todos os sensores,funcionando ao mesmo tempo, para que depois da construção do novo manipulador se tenha dados suficientes do sistema como um todo.

Neste trabalho foi necessária a utilização do *software* de distribuição livre Python, em conexão com a placa de aquisição de dados DAQ6211[3,4]. Esta placa possui:

- 16 entradas analógicas (16 bits, 250 $kS.s^{-1}$).
- Duas saídas analógicas (16 bits, 250 $kS.s^{-1}$); 4 entradas digitais; 4 saídas digitais; 2 contadores de 32 bits.
- Alimentação por barramento USB, para maior mobilidade; conectividade de sinais integrada.

Deste dispositivo foram utilizadas três entradas analógicas para a leitura dos sensores do manipulador.

O *software* utilizado é o Python, versão 3.4. Ele foi utilizado devido à flexibilidade de suas funções. Inicialmente, foi desenvolvido um programa de acesso à placa DAQ 6211, através da biblioteca disponível no *site*[3]. Em seguida foi desenvolvido um programa que acessa o primeiro programa e altera os parâmetros necessários do dispositivo, para leitura e gravação em arquivo. Pode-se assim gravar os resultados diretamente em arquivos do tipo Excel (Microsoft). O programa é constituído de três partes, uma acessa a placa DAQ 6211, a outra configura a placa DAQ 6211, e a última faz a interface com o usuário.

Para que o trabalho fosse executado de forma organizada, os sensores do controle do manipulador atual foram mapeados conforme a Figura 1. O Sensor 1, é o sensor responsável por comandar a parte do cotovelo, ao detectar o movimento do cotovelo do operador. O Sensor 1envia um sinal ao circuito Arduino, que compara com o sinal do Sensor 4 e aciona o motor para correção de posicionamento, similarmente funcionam os outros sensores[1].

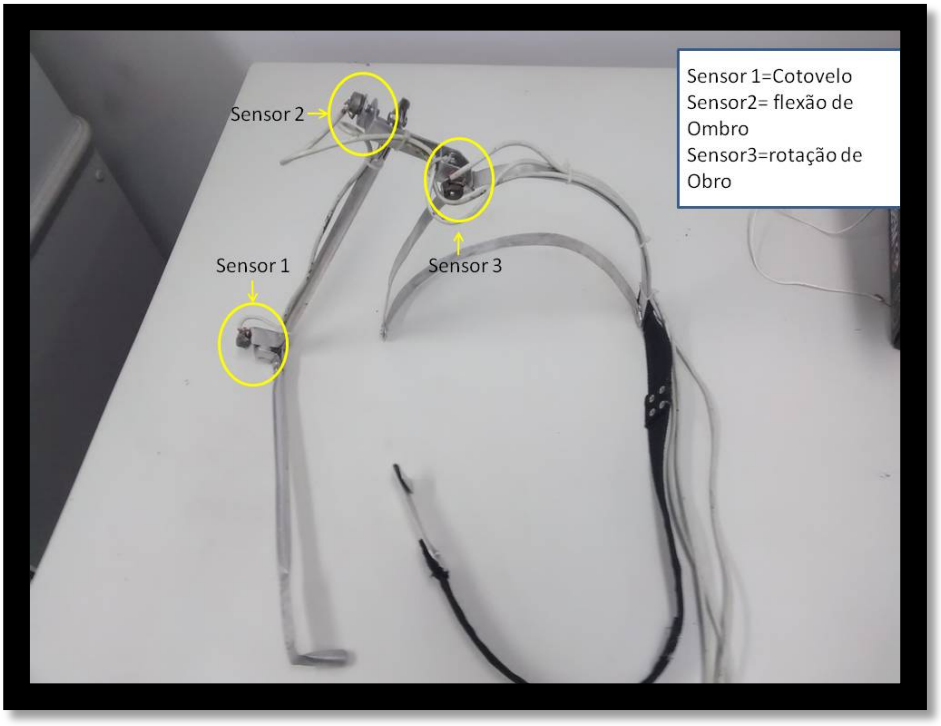


Fig.1. Mapeamento do controle do manipulador.

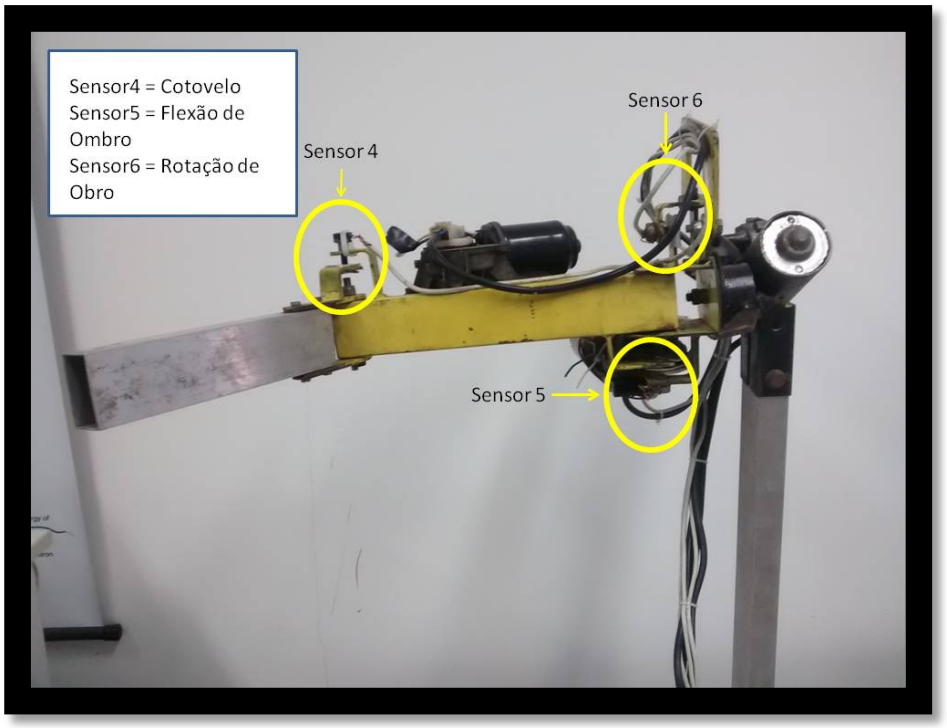


Fig.2. Mapeamento do manipulador.

A Figura 2mostra manipulador que serve de projeto piloto para o manipulador final. O funcionamento desse dispositivo é feito através do acoplamento do controle (Figura 1) ao braço do operador humano e ao

movimentar, o controle faz com que, o manipulador imite os movimentos do operador para executar a tarefa [1].

A velocidade de leitura do dispositivo foi configurada em 1,0 kHz. Essa leitura serve para detectar vibrações no envio ou na leitura do sinal. O objetivo é a detecção de algum problema de interferência nos sinais enviados ou recebidos que possa interferir na resposta final do manipulador e, assim, ser tomada a decisão mais correta em função dos resultados obtidos [5].

A leitura de dados deverá ser feita separadamente no manipulador e no controle, e depois a leitura de dados deverá ser feita nos dois ao mesmo tempo, para comparação. Cada sensor funciona alimentado por uma fonte de 5,0 volts, um negativo e um cabo que envia o sinal, ao cabo do sinal e ao cabo de alimentação serão conectados as pontas de prova para se obter a qualidade do sinal recebido e enviado.

3. RESULTADOS

A Figura 3 apresenta os valores dos sinais enviados e recebidos pelo manipulador Sensor 1. No gráfico da figura é mostrado em vermelho, a tensão de alimentação, que deveria ter um sinal constante de 5,0 volts. Em verde o sinal de resposta em tensão ao sistema que deveria também ser aproximadamente constante, devido ao manipulador não estar em movimento.

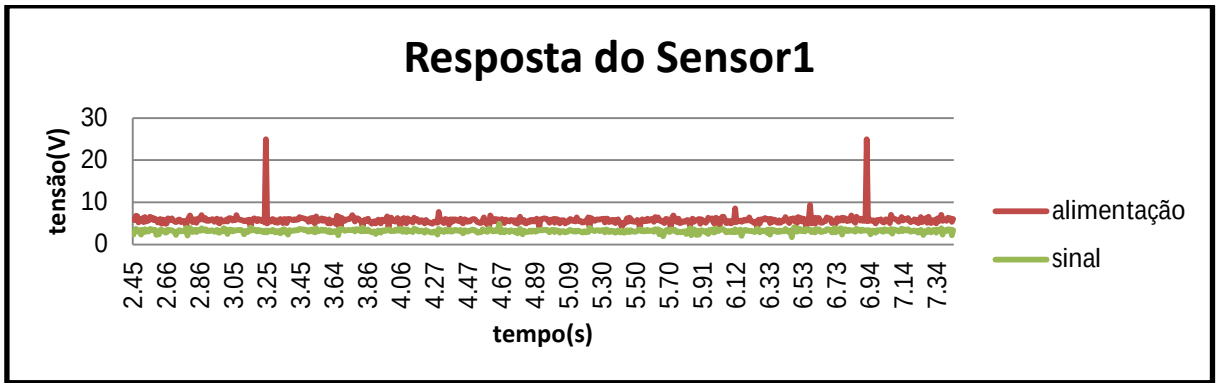


Fig. 3. Gráfico da tensão de alimentação medida em conjunto a tensão de sinal do Sensor 1.

Também foram obtidos resultados separados da alimentação e do sinal enviado. Como exemplo a Figura 4 mostra a resposta do Sensor 1. Na Figura 5 tem-se parte do programa desenvolvido para leitura de dados, mostrado aqui como exemplo.

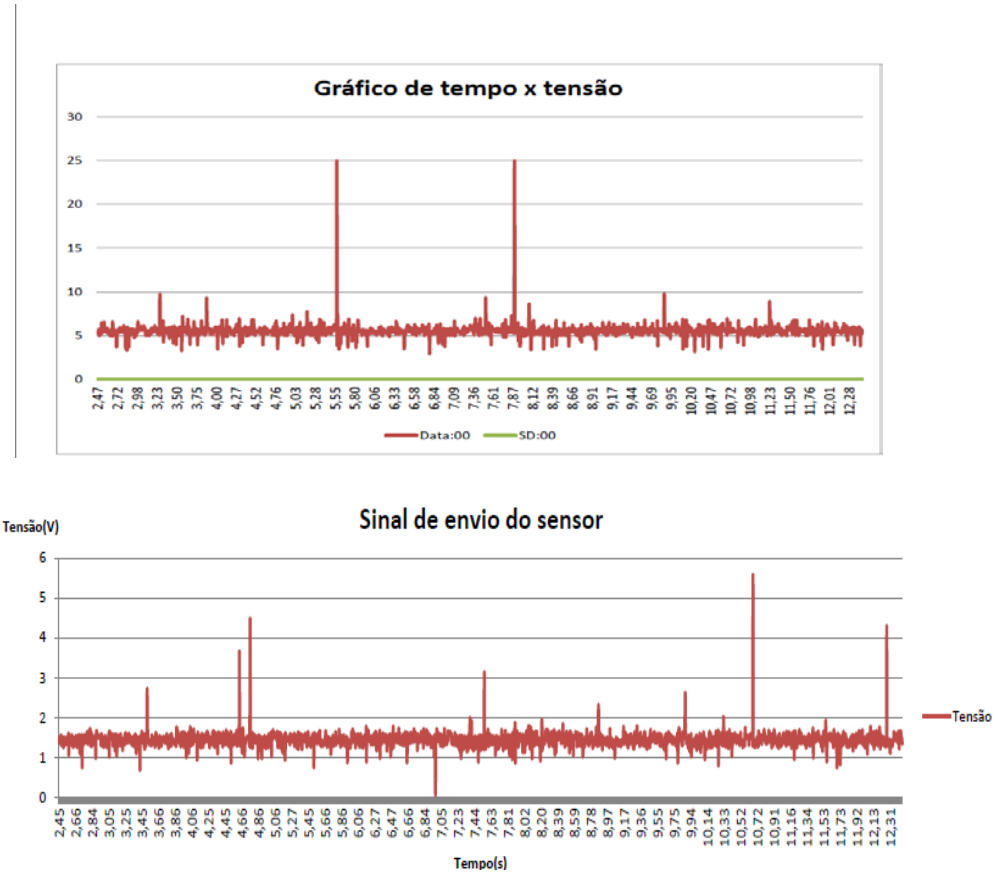


Fig. 4. Gráficos de tensão medidos no sensor 1 separadamente

```
from daq2 import*
from entradasmanipulador import*

daq = Daq()
a = Entradas()
p = a.pC
c = a.Canais
b= a.amostras
dt= a.delta_tempo
t=a.tempo
```

```
daq.NewLogFile('Manipulador MR2016_sinalSensor1_E_ALIMENTAÇÃO',Samples=5)

daq.Start()
time.sleep(2.5)
daq.RunLog()
time.sleep(t)
daq.StopLog()

print ('fim')
```

Fig. 5. Exemplo de partes do programa desenvolvido para leitura de dados

4. CONCLUSÃO

Conforme mostrado na Figura 4, observou-se grande variação do sinal dos sensores (linhas vermelhas). O mesmo se observou na tensão de alimentação (linha verde na Figura 3). Conclui-se que deve-se utilizar uma eletrônica, que filtre melhor a alimentação dos sensores. Os resultados direcionam no sentido de que a blindagem contra radiação deverá ser robusta devido à sensibilidade do sistema. Além disso, será adicionado uma garra e um sistema de movimentação para maior flexibilidade do dispositivo em situações de emergência.

Espera-se que a manutenção do reator nuclear TRIGA IPR-R1 e a Célula Quente da Área Controlada deste reator sejam beneficiadas com a modernização e automação. Pode-se aumentar a segurança dos envolvidos ao manipular materiais radioativos e a instrumentação será um meio eficaz de garantir a confiabilidade dos equipamentos, esse trabalho entra em consonância aos trabalhos desenvolvidos, anteriormente no Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear [6]. Poderá, também, servir de modelo para utilização em outros reatores nucleares em operação no Brasil e em outros parceiros.

AGRADECIMENTOS

Esta pesquisa é apoiada pelas seguintes instituições: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (Fapemig), Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq)) e Instituto Nacional para Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Martins, E. D. “Braço Manipulador de Similaridade Anatômica com Replicação Intuitiva de Movimento”.Varginha: Universidade UNIS, 2015.

[2] Gonçalez, O. E .“Qualification of electronic components with respect to the cosmic radiation tolerance for space applications”. Anais Werice Aeroespacial, (p. 1014). São José dos Campos, 2012.

[3] Cladé, P. “Pydaqmx”, 2010. Disponível em:<https://pythonhosted.org/PyDAQmx/usage.html>. Acesso em 21 de julho de 2016.

[4] NationalInstrumentsCorporation.“NIusb 6211-National Instruments”. Disponível em: <http://sine.ni.com/nips/cds/view/p/lang/pt/nid/203224>. Acesso em 20 de julho de 2016.

[5] Arduino. “Controles PWM”. Disponível em:<www.arduino.cc/en/Tutorial/PWM> Acesso em: 20/07/2016 PWM.

[6] Mesquita, A.Z.; Costa, A.C.L.; Souza, R.M.G.P. "Modernisation of the CDTN IPR-R1 TRIGA Reactor Instrumentation and Control". International Journal of Nuclear Energy, Science and Technology (Print), v. 6, p. 153-165, 2011.DOI: 10.150

Id.: IN-02

DETECTORES NUCLEARES DE TRAÇÃO EM ESTADO SÓLIDO PARA PARTÍCULAS ALFA NA TERAPIA DE CAPTURA DE NÊUTRONS PELO BORO-10

Amanda J. Clemente, Alexandre S. Leal, Zildete Rocha, Edesia M.B. Sousa, Tiago H. Ferreira.

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627
Campus da UFMG – Pampulha, Belo Horizonte, MG, Brasil - CEP 31270-901
amandajclemente@gmail.com

Palavras-Chave: detectores sólidos, radiação particulada, radiação alfa, terapia de captura de nêutrons pelo boro-10

RESUMO

Os detectores nucleares de tração em estado sólido (SSNTD) consistem em um material sólido que, após exposto a uma radiação definida, apresenta ranhuras em sua superfície relativas à radiação utilizada. CR-39 é o polímero conhecido como allyl diglycol carbonate, amplamente utilizado em lentes óticas. Seu uso como detector alfa teve início em 1978 e dentre todos os outros detectores plásticos comercializados, o CR-39 é o que apresenta maior eficiência. A aplicação deste detector neste trabalho tem como objetivo a determinação da emissão alfa proveniente de núcleos de boro-10 ativados, presentes na estrutura de nanotubos de nitreto de boro (BNNT), após irradiação com feixe de nêutrons térmicos para terapia de captura de nêutrons pelo boro (BNCT). Com este intuito, os detectores foram cobertos em uma de suas faces com BNNT em forma de pó e irradiados no Reator Nuclear TRIGA, no CDTN. Os detectores irradiados foram submetidos ao processo de revelação por solução alcalina, e então, estudados em microscópio ótico para captura de imagens e análise via software. Traços relativos às partículas alfa produzidas pela reação nêutron-boro foram demonstrados no estudo de imagem realizado, demostrando a eficiência do CR-39 para detecção de radiações alfa resultantes da terapia de captura de nêutrons pelo boro-10.

1. INTRODUÇÃO

O uso de CR-39[1] como detector de partículas alfa ganhou visibilidade em meados da década de 70, demostrando-se promissor por sua alta sensibilidade e resolução[2]. O mecanismo de detecção é baseado na sensibilização da estrutura do detector na presença de partículas alfa, que criam ranhuras na superfície do polímero e este, quando exposto a uma solução alcalina de NaOH com temperatura e tempo controlados [3], passa a apresentar traços nítidos, facilmente visualizados por microscopia óptica. A avaliação destes traços ainda possibilita um estudo quantitativo, para determinação de número de interações, e qualitativo, para determinação do tipo e energia da radiação incidente[4].

No campo das bioaplicações, a nanotecnologia avança e o desenvolvimento de nanomateriais fornece novas opções para técnicas já bem estabelecidas. Os nanotubos de nitreto de boro (BNNTs) ganharam destaque primeiramente por sua estrutura análoga aos nanotubos de carbono e por apresentarem alta estabilidade térmica e boa inércia química [5], [6]. A relevância do nanomaterial no campo das bioaplicações é devida principalmente a sua biocompatibilidade, mínima citotoxicidade, e ainda por

apresentar captação celular e ser passível de funcionalização, características que favorecem futuras aplicações médicas [7].

Aliado ao avanço tecnológico dentre os nanomateriais, novas terapias surgiram com objetivo de aprimorar as já existentes, além de fornecerem novos panoramas no tratamento de pacientes. Neste contexto, a terapia de captura de nêutrons pelo boro-10 (BNCT) é promissora [8], [9]. É caracterizada como uma radioterapia experimental, em que a interação de nêutrons térmicos com o núcleo de um átomo de boro-10 resulta na geração de um átomo de lítio, uma radiação alfa e um raio gama. Estes resultantes particulados apresentam baixo alcance e alta transferência linear de energia (α = 1,47 MeV; Li = 0,84 MeV). Uma vez que a substância carreadora esteja no tecido alvo, essas partículas são ativadas e devido à maior interação com as células e maior deposição de potencial enérgico, propiciam a morte celular. A ativação ainda gera uma radiação γ, que possibilita estudos diagnósticos, formando assim um sistema com potencial teranóstico.

O uso dos BNNTs como substância carreadora dos átomos de boro-10 para BNCT se fundamenta não somente em suas propriedades já descritas anteriormente, mas também por sua maior proporção de boro-10 em relação à sua estrutura total e principalmente pelo material ser passível de internalização celular, o que propicia uma interação da radiação alfa com as células tumorais, principalmente com o núcleo celular, tornando a terapia mais efetiva [10].

O estudo da ativação dos núcleos de boro-10 presentes no BNNTs e sua emissão alfa são estudados nesta pesquisa através do uso do detector sólido de tração CR-39[11].

2. METODOLOGIA

2.1. Síntese

Os BNNTs foram sintetizados através do método de deposição química de vapor (CVD) [12], utilizando os reagentes nitrato de amônio, boro amorfo e o catalizador hematita. Os compostos foram misturados numa proporção de 15:15:1, respectivamente, e levados para um forno tubular, em que na primeira etapa foram aquecidos até a temperatura de 550 °C, sem fluxo de gás. Esta temperatura foi mantida constante por uma hora. Na sequência, a temperatura foi aumentada gradativamente até 1300 °C sob fluxo de gás nitrogênio. Após uma hora nesta temperatura, o gás amônia foi introduzido durante a hora seguinte e a síntese finalizada com a passagem de gás nitrogênio até o resfriamento completo. Após a síntese, o nanocomposto passou por purificação, realizada com uma solução de ácido clorídrico (HCl – 3M) a 90 °C por 10 minutos. Em seguida a amostra foi coletada por filtração e seca a 40 °C e processo finalizado com o intuito de remover possíveis impurezas presentes. A amostra obtida foi caracterizada por espectroscopia de infravermelho por transformada de Fourier (FTIR) para verificar as ligações químicas do nitreto de boro no espectrofotômetro FTIR

Galaxy-Matson modelo 3020, e por microscopia eletrônica de varredura (MEV), equipamento Sigma VD series, ZEISS, para verificar a morfologia.

2.2. Irradiação

O processo de irradiação ocorreu para ativação por captura neutrônica dos núcleos de boro-10 presentes no BNNT, no reator nuclear TRIGA do CDTN. As amostras foram preparadas em diferentes configurações com a finalidade de evidenciar melhores condições de irradiação e inviabilidades do processo, porém sempre utilizando o mesmo fluxo para o feixe de nêutrons térmicos (6,4x107 N/cm²s-1) e amostras sendo posicionadas na mesa giratória do reator nuclear [13].

As amostras irradiadas de BNNTs foram preparadas da seguinte forma: foram solubilizados 10 (A), 50 (B) e 100µg (C) de BNNTs em 100 µL de água MilliQ® cada, formando 3 soluções, respectivamente. As amostras foram então gotejadas na superfície de um detector CR-39. Após passarem por secagem a 70 °C em estufa, outro detector foi posicionado na superfície do detector com material, criando algo similar a um "sanduíche" e desta forma afixados com Parafilm®, a fim de manter a estrutura estável. Esta configuração foi escolhida por reduzir perdas de emissão alfa, já que elas podem ocorrer em qualquer direção, não sendo sempre na direção do detector sobre o qual o material está posicionado. Já a diferença entre as massas irradiadas têm como função demonstrar a diferença de potencial de ativação em comparação à quantidade de material irradiado. Foi também preparada uma amostra controle, feita por pares de detectores afixados juntos, porém sem a presença de BNNTs.

2.3 Revelação

Após o processo de irradiação, os detectores CR-39 foram revelados com uma solução alcalina pela metodologia conhecida como *etching*, que se caracteriza pela exposição do detector já irradiado a uma solução de NaOH (6,25 M), com adição de 2 % de álcool absoluto. A mistura passa por aquecimento de 75 °C durante 14 horas e ao final do processo, as amostras são lavadas com água deionizada [3] e então estudadas por microscopia ótica convencional, com aumento de 100 vezes. Imagens foram capturadas e estudas via software.

3. RESULTADOS

A síntese dos BNNTs foi realizada com sucesso e suas características foram evidenciadas nos testes de microscopia eletrônica de varredura (Fig. 1A) no qual é possível observar a presença de estruturas com morfologia do tipo "tubo" em escala nanométrica, evidenciando a estrutura morfológica característica dos BNNTs. Na Fig. 1B, referente ao estudo via FTIR é possível observar as bandas centradas em 1380 cm^{-1} e em 790 cm^{-1}, atribuídas ao estiramento da ligação B-N e das ligações B-N-B, respectivamente, o que evidencia síntese efetiva do material.

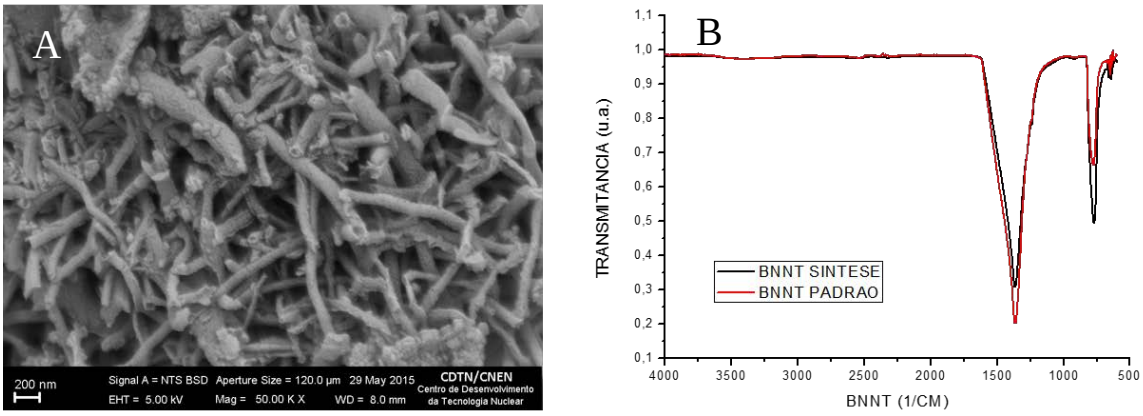


Fig. 1. MEV (A), e FTIR (B) das amostra de BNNT.

O estudo da detecção das partículas alfa liberadas pela ativação neutrônica foi realizado após a irradiação e revelação dos detectores CR-39. As imagens foram obtidas via microscopia óptica (Fig. 2) e foram evidenciados traços relativos à interação alfa-detector. Apesar de atestarem a emissão de partículas alfa pelo processo de ativação realizado, visualmente, as amostras apresentaram pouca diferença entre os traços demonstrados, sendo (A) a amostra de 10 µg, (B) 50 µg, (C) 100 µg e (D) controle. Traços registrados na amostra de detector puro são possivelmente oriundos de contaminação.

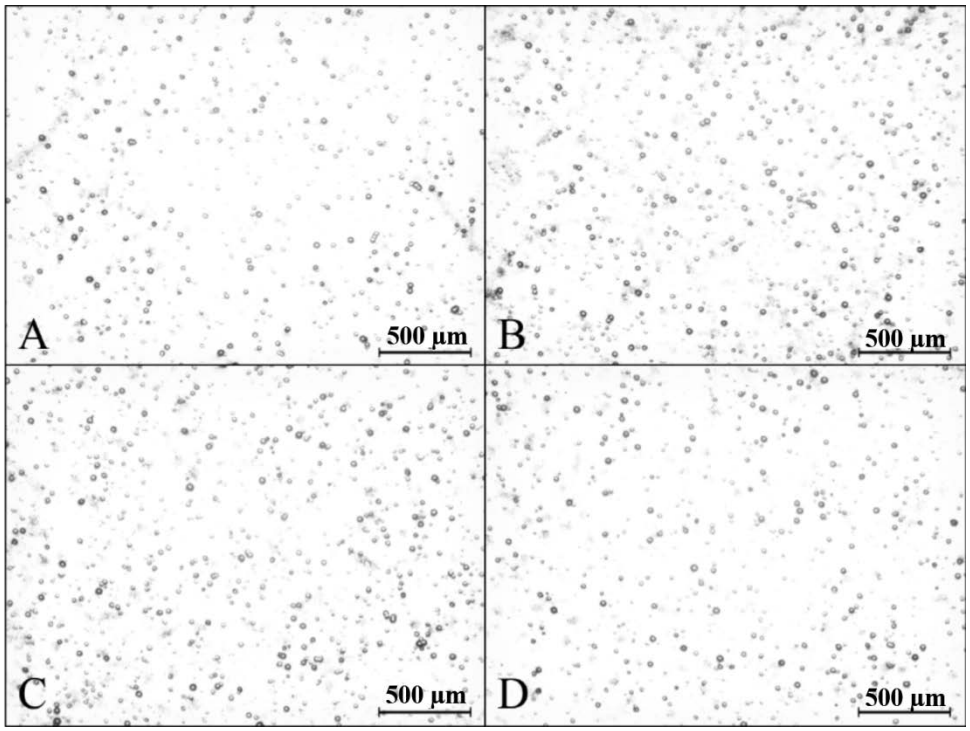


Fig. 2. Imagens obtidas via microscopia óptica dos detectores sólidos de tração CR-39 irradiados com nêutrons térmicos na presença de BNNTs.

As imagens obtidas foram estudadas via software Quantikov Image Analyzer®, a fim de determinar o número de traços demonstrados e a quantidade deles por área (Tab. 1).

Tab. 1. Dados relativos ao estudo via software das imagens dos CR-39 obtidas por microscopia óptica.

Amostra	Número de traços	Traços/µm²
10 µg (A)	13396	0,0001710
50 µg (B)	18226	0,0002314
100 µg (C)	32201	0,0004046
Controle (D)	11577	0,0001432

Para transcrever os dados obtidos para um gráfico (Gráf. 1), utilizou-se o número de traços efetivo, calculado por:

$$\text{Traços}_{\text{efetivos}} = \text{Traços}_{\text{amostra}} - \text{Traços}_{\text{controle}}$$

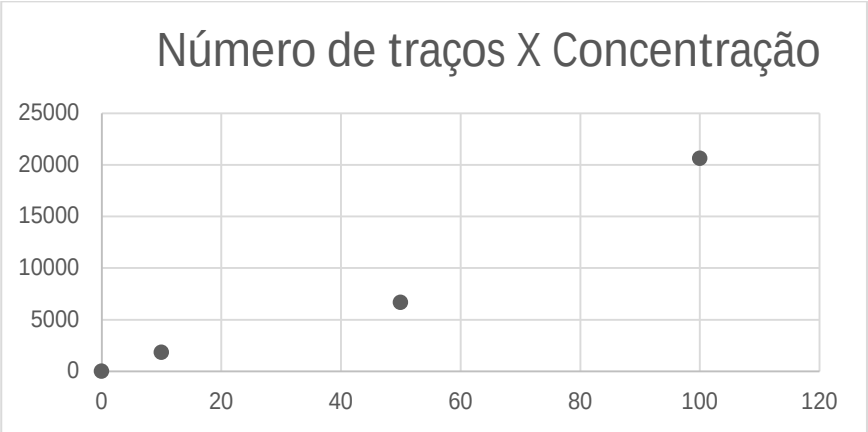


GRÁFICO 1: dados relativos a número de traços efetivo obtidos pelo estudo de microscopia óptica versus concentração de BNNTs na superfície do detector. O estudo evidencia a dependência linear entre o número de traços e a concentração de material.

4. CONCLUSÃO

Os BNNTs foram obtidos com sucesso através do método CVD e suas características estão em conformidade com o padrão já estabelecido, como foi demonstrado pelas MEV e espectro FTIR.

O estudo de detecção alfa através do detector CR-39 evidenciou a ativação dos átomos de boro-10, presentes no nanocomposto, por criarem traços em sua superfície, visualizados por microscopia óptica após o tratamento químico. Foi possível evidenciar a diferença de traços produzidos e sua relação com a massa de BNNTs sobreposto ao detector. O estudo de traços efetivos possibilitou uma melhor visualização dos resultados e atestou que os testes seguem proporção linear.

Desta forma, o uso do detector nuclear de tração em estado sólido CR-39 para detecção alfa no uso de BNNTs como carreadores de boro-10 para terapia de captura de nêutrons pelo boro foi promissor e sua eficiência demonstrada.

AGRADECIMENTOS

CNPq, CDTN, CNEN, FAPEMIG, UFMG.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] R. M. Cassou and E. V. Benton, “Properties and applications of CR-39 polymeric nuclear track detector,” *Nucl. Track Detect.*, vol. 2, no. 3, pp. 173–179, Sep. 1978.

[2] B. G. Cartwright, E. K. Shirk, and P. B. Price, “A nuclear-track-recording polymer of unique sensitivity and resolution,” *Nucl. Instruments Methods*, vol. 153, no. 2–3, pp. 457–460, Jul. 1978.

[3] K. F. Chan, F. M. F. Ng, D. Nikezic, and K. N. Yu, “Bulk and track etch properties of CR-39 SSNTD etched in NaOH/ethanol,” *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. B Beam Interact. with Mater. Atoms*, vol. 263, no. 1 SPEC. ISS., pp. 284–289, 2007.

[4] L. E. B. Brandão, “Estudo das características de registro de partículas ionizantes do detector de traços CR-39.” UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO, 1983.

[5] D. Golberg, Y. Bando, C. C. Tang, and C. Y. Zhi, “Boron Nitride Nanotubes,” *Adv. Mater.*, vol. 19, no. 18, pp. 2413–2432, 2007.

[6] G. Ciofani, V. Raffa, A. Menciassi, and A. Cuschieri, “Boron nitride nanotubes: An innovative tool for nanomedicine,” *Nano Today*, vol. 4, no. 1, pp. 8–10, 2009.

[7] X. Chen, P. Wu, M. Rousseas, D. Okawa, Z. Gartner, A. Zettl, and C. R. Bertozzi, “Boron nitride nanotubes are noncytotoxic and can be functionalized for interaction with proteins and cells,” *J. Am. Chem. Soc.*, vol. 131, no. 3, pp. 890–891, 2009.

[8] A. H. Beddoe, “Boron neutron capture therapy.,” *Br. J. Radiol.*, vol. 70, no. 835, pp. 665–667, Jul. 1997.

[9] R. F. Barth, J. A. Coderre, M. G. H. Vicente, and T. E. Blue, “Boron neutron capture therapy of cancer: current status and future prospects.,” *Clin. Cancer Res.*, vol. 11, no. 11, pp. 3987–4002, Jun. 2005.

[10] T. H. Ferreira, A. Rocca, A. Marino, V. Mattoli, E. M. B. de Sousa, and G. Ciofani, “Evaluation of the effects of boron nitride nanotubes functionalized with gum arabic on the differentiation of rat mesenchymal stem cells,” *RSC Adv.*, vol. 5, no. 56, pp. 45431–45438, 2015.

[11] B. Smilgys, S. Guedes, M. Morales, F. Alvarez, J. C. Hadler, P. R. P. Coelho, P. T. D. Siqueira, I. Alencar, C. J. Soares, and E. A. C. Curvo, “Boron thin films and CR-39 detectors in BNCT: A method to measure the 10B(n,α)7Li reaction rate,” *Radiat. Meas.*, vol. 50, pp. 181–186, Mar. 2013.

[12] T. H. Ferreira, P. R. O. Silva, R. G. Santos, and E. M. B. Sousa, “A Novel Synthesis Route to Produce Boron Nitride Nanotubes for Bioapplications,” *J. Biomater. Nanobiotechnol.*, vol. 02, no. 04, pp. 426–434, 2011.

[13] B. Smilgys, S. Guedes, M. Morales, F. Alvarez, J. C. Hadler, P. R. P. Coelho, P. T. D. Siqueira, and I.

Alencar, “Boron thin fi lms and CR-39 detectors in BNCT : A method to measure the,” *Radiat. Meas.*, vol. 50, pp. 181–186, 2013.

Id.: IN-03

ESTUDO E CARACTERIZAÇÃO DE DETECTORES CERÂMICOS DO TIPO α-Al_2O_3 PRODUZIDOS NO CDTN

Ângela M. M. dos Santos[1], Hudson R. Ferreira[1], Armindo Santos[1], Sérgio Carneiro dos Reis[1] e Luiz C. Meira-Belo[1].

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN[1]
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627 – Campus UFMG
31270-901 Belo Horizonte, MG
santosamm@cdtn.br

Palavras-Chave: dosimetria das radiações ionizantes, detectores cerâmicos, termoluminescência.

RESUMO

A proteção radiológica e a dosimetria das radiações representam papel fundamental em todos os processos de irradiação, pois permitem garantir que qualquer procedimento esteja de acordo com os valores de dose permitida em normas vigentes para indivíduos e ambiente. Isto é realizado por meio de metodologias de monitoração de área e pessoal, incluindo a confiabilidade instrumental, a realização de medidas e a sua interpretação. Os materiais aplicados à dosimetria estão relacionados diretamente à dose absorvida de radiação ionizante e, para serem utilizados como dosímetros, devem possuir propriedades que tornem a medição da dose confiável, reprodutível e estável. Muitos têm sido os esforços na pesquisa de novos materiais aplicados à dosimetria, sobretudo na dosimetria do estado sólido. Várias técnicas podem ser usadas para a caracterização de detectores de estado sólido, como termoluminescência e luminescência opticamente estimulada para a caracterização dosimétrica e técnicas como espectrofotometria por transmitância ou reflectância difusa, difração de raios X, microscopia eletrônica por varredura e fluorescência por raios X para a caracterização estrutural. Os dosímetros termoluminescentes são detectores que devem ser capazes de armazenar por certo tempo uma determinada quantidade de energia proveniente da radiação à qual foi exposto. Este trabalho apresenta estudos de caracterização de detectores cerâmicos do tipo α–Al_2O_3 às radiações ionizantes, produzidos no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, tendo em vista ampliar o conhecimento dos fenômenos observados nestes materiais e que podem levar a melhorias tanto nos processos de produção quanto de leitura dos sinais luminescentes.

1. INTRODUÇÃO

A dosimetria das radiações tem sido um paralelo à tecnologia nuclear, dada a necessidade de monitorar e de controlar as doses de radiação recebidas pelos trabalhadores envolvidos com o uso de materiais radioativos e com dispositivos geradores de radiações ionizantes, bem como para monitorar a dose de radiação no ambiente. A medida de doses de radiação por meio de materiais denominados detectores termoluminescentes (TLDs), produzem luminescência durante o aquecimento e a intensidade desta luminescência pode ser relacionada à dose de radiação anteriormente recebida [1-3]. Vários minerais, cerâmicos e compostos inorgânicos apresentam propriedades termoluminescentes e podem ser utilizados como detectores de radiação. A importância do desenvolvimento de materiais para dosimetria está associada ao grau de complexidade que envolve as várias aplicações onde são necessárias medidas de energia por unidade de massa (dose) [4, 5].

Os detectores cerâmicos utilizados neste trabalho são óxidos de alumínio, do tipo α–Al_2O_3. O alumínio tem valência 3^+ e o oxigênio 2^-. A neutralidade elétrica dos íons no cristal da alumina é mantida pela relação de dois íons Al^{3+} para três íons O^{2-}. Os íons Al^{3+} e O^{2-} estão ligados por forças columbianas. A ligação entre eles possui 63% de caráter iônico, correspondente à diferença de eletronegatividade igual a dois ($\Delta en = 3,5 - 1,5$). A estrutura cristalina dos detectores α–Al_2O_3 é descrita como hexagonal de empacotamento compacto HCP (*hexagonal close-packed*). Os ânions O^{2-} maiores que os cátions estão dispostos em um arranjo HCP, enquanto os cátions se fixam nos interstícios entre os ânions. Os átomos de alumínio ocupam 2/3 das posições intersticiais octaédricas disponíveis para manter a neutralidade da carga elétrica e um terço dessas posições octaédricas permanecem vazias [6-8].

As estruturas cristalinas reais contêm imperfeições que são classificadas como defeitos puntuais, lineares ou planares. Os defeitos puntuais são definidos como qualquer ponto na rede que não está ocupado pelo íon ou átomo, necessário para preservar a periodicidade da estrutura. Defeitos lineares são causados por deslocamentos que levam a distorções centradas em uma linha da estrutura cristalina. Os defeitos planares são imperfeições em sólidos policristalinos como os contornos de grãos, onde ocorrem diferentes orientações. Além desses tipos de defeitos, ainda podem ocorrer defeitos volumétricos como poros, trincas e inclusões. Os defeitos identificados como responsáveis pelas propriedades TL na α-Al_2O_3 são as vacâncias de oxigênio [9]. A criação de um defeito na rede normal da alumina (retirar um átomo de alumínio ou um de oxigênio), necessita de uma energia mínima de 50 eV ou energias maiores como a de elétrons rápidos que devem ser aplicadas para a geração desses defeitos. As radiações ionizantes produzem na alumina elétrons livres e buracos e estes são então podem ser confinados em armadilhas constituídas por defeitos intrínsecos ou por defeitos ocasionados por impurezas na rede cristalina. De maneira geral, as radiações não criam novos defeitos na rede da alumina, mas produzem mudanças no estado das cargas das impurezas ou no preenchimento das vacâncias existentes pelos elétrons e buracos livres. O modelo para a absorção e emissão das bandas de energia na alumina é bem definido para algumas das transformações e outras ainda se encontram em discussão [9]. As bandas com absorção em 6,1 eV e emissão a 3 eV são atribuídas ao centro F. As bandas com absorção em 5,4 e 4,8 eV com emissão a 3,8 eV são atribuídas ao centro F^+.

Os centros de luminescência e a exoemissão nos cristais de α-Al_2O_3 podem ser formados pelos centros F (vacância de oxigênio com dois elétrons) e F^+ (vacância de oxigênio com um elétron). Nessas vacâncias, o centro F neutro pode ser criado através da introdução de átomos de alumínio ou retirada de átomos de oxigênio [10]. Os centros F^+, responsáveis pelas propriedades luminescentes do material, são formados principalmente depois de irradiação com nêutrons ou em cristais com impurezas como Mg, Ca ou C [10].

2. METODOLOGIA

2.1. Produção dos Detectores α-Al_2O_3

Os detectores cerâmicos do tipo α-Al_2O_3, estudados neste trabalho, são produzidos no Laboratório de Microesferas Gel do Serviço de Nanotecnologia e Materiais Nucleares do CDTN, em forma de pastilhas com diâmetro de 5,0 mm, espessura de 1,0 mm e massa de 70 mg cada (valores típicos), como é ilustrado na Fig. 1.

Fig. 1. Detectores cerâmicos α-Al_2O_3 produzidos no CDTN.

A técnica de síntese utilizada na produção destes detectores corresponde ao processo sol-gel. Esta técnica é de baixo custo e pode ser adaptada em laboratório de escala piloto, além de ser amplamente utilizada em síntese de materiais para a obtenção de materiais híbridos inorgânicos. As reações de hidrólise e condensação do precursor permitem a formação de partículas de tamanho coloidal (sol) e posterior formação da rede tridimensional (gel) [11]. A solução coloidal (sol) funciona como um precursor para uma rede integrada (gel) de partículas discretas ou de polímeros de rede. O fluxograma, Fig. 2, mostra o processo de confecção dos detectores cerâmicos em duas etapas sequenciais desse processo.

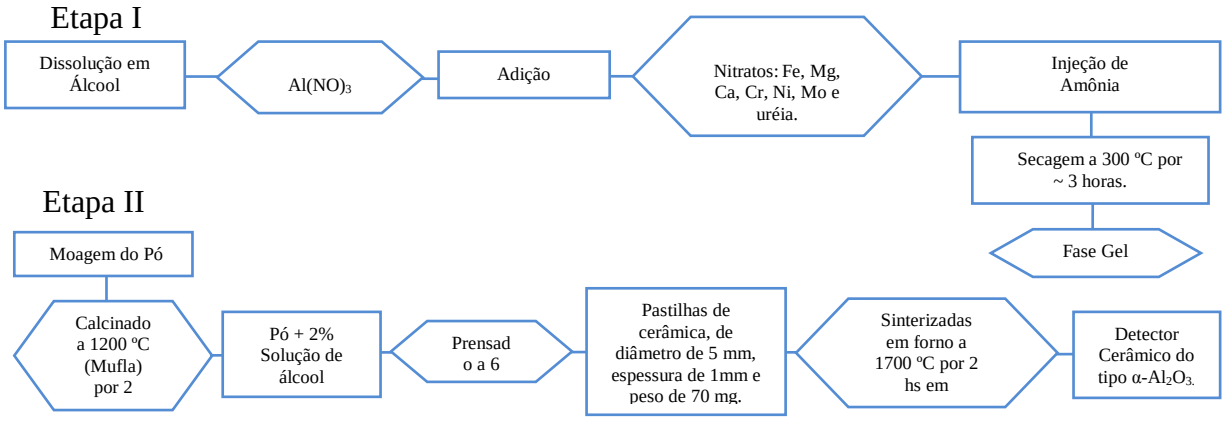


Fig. 2. Fluxograma da síntese de produção dos detectores cerâmicos, utilizando a técnica sol-gel [12].

Os detectores utilizados neste trabalo foram obtidos pelo processo sol-gel e foram estudados pelas técnicas de difração de raios X (DRX), fluorescência por raios X(FRX) e microscopia eletrônica por varredura (MEV) e espectrofotometria por reflectância difusa (ERD).

3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

3.1. Caracterização por Difração de Raios X

Era previsto pelo processo de sinterização a 1700 ºC, que os detectores cerâmicos Al_2O_3, apresentasem a fase alfa (α), como foi estabelecido na caracterização inicial do material. Contudo, o processo de produção sofreu pequenas modificações como a substituição do forno de sinterização. Tendo em vista a importância da confirmação estrutural da fase do constituinte do detector cerâmico, foi realizada uma análise de difração de raios X. Conforme pode ser mostrado na FIG. 3, o difratograma da amostra dos dosímetros estudados apresentam picos na mesma região de um padrão de α- Al_2O_3. Esta

análise cristalográfica apresentada por meio dos difratogramas confirma a mesma morfologia para o padrão e para a amostra.

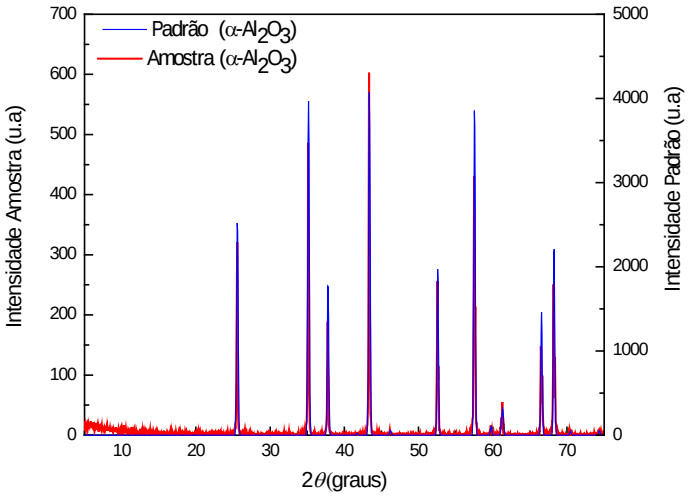


Fig. 3. Difratograma de raios X do padrão de α-Al_2O_3 comparado a amostra de α-Al_2O_3 (detector).

3.2. Fluorescência de Raios X

Para a determinação dos agentes dopantes presentes na composição dos detectores cerâmicos foi realizada uma análise semiquantitativa de fluorescência de raios X (FRX). Como resultado foi identificada a presença de vários elementos em diferentes percentuais conforme mostrado na Tab.1.

Tab.1. Percentual estimado dos óxidos no material

Elementos	Percentual Estimado (%)
Al_2O_3	80-90
Al_2O_3: Si	1-10
Al_2O_3:Zn:Cu:S:P:Fe:Ca:K:Na	0-1

3.3. Microscopia Eletrônica de Varredura

A porosidade do material, após o processo de sinterização, foi estudada pela análise utilizando a microscopia eletrônica de varredura (MEV). O processo de sinterização é considerado não-linear quando a fase final caracteriza-se pelo crescimento de grãos e surgimento de poros fechados e isolados em seus contornos. Como podemos observar na Fig. 4(a), grãos adjacentes cresceram pressionando os poros localizados nos contornos dos grãos e consequentemente, aumentando a densificação do material. Na Fig. 4(b) pode-se observar que o processo de sinterização foi eficiente. Existem amplas regiões nas quais os grãos estão interligados homogeneamente, sem a presença de poros.

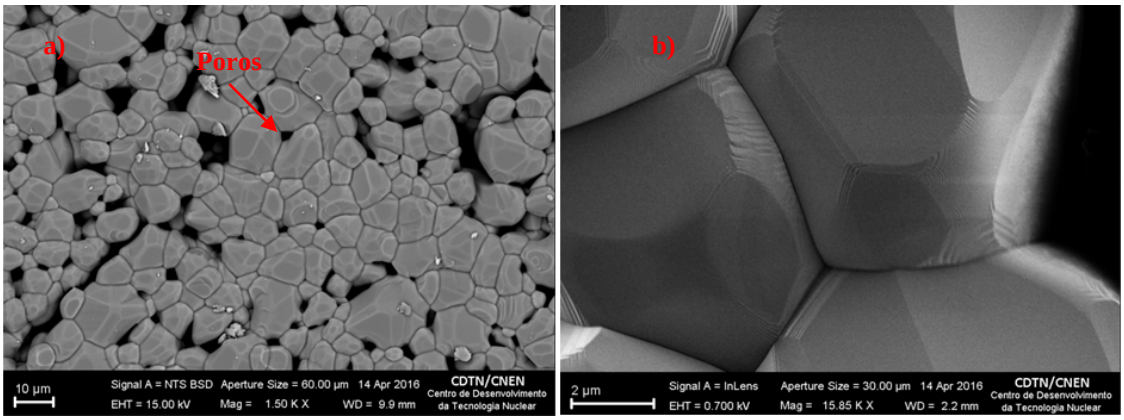


Fig. 4. (a) Micrografia da pastilha de α-Al_2O_3 com aumento de 1500X e (b) com aumento de 15850X. Microscópio *Carl Zeiss Microscopy –Zigma VP*.

3.4. Espectrofotometria por Reflectância Difusa

A análise por MEV mostrou que as cerâmicas α– Al_2O_3 possuem elevada área superficial, o que pode explicar a baixa transparência, produzindo grande espalhamento de luz, inviabilizando medidas de absorbância. Contudo, este fato não impede a realização de medidas de espectrofotometria por reflectância difusa (ERD). Na Fig. 5 (a) são mostradas as posições de referência dos picos de absorção correspondentes aos centros F e F+, bem como o espectro de reflexão para o detector cerâmico (b) e para o detector monocristalino (c).

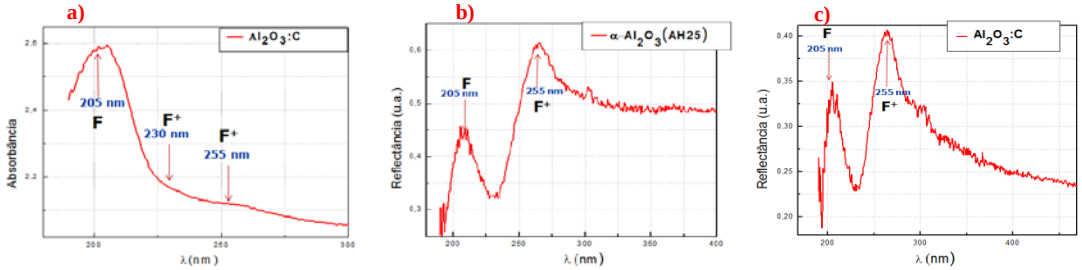


Fig. 5. (a) Identificação de centros F e F^+ de Al_2O_3:C (monocristal), medida de reflectância em detectores cerâmico (b) e monocristalino (c).

4. CONCLUSÃO

Os detectores cerâmicos α– Al_2O_3 produzidos no CDTN foram analisados por diferentes técnicas para a verificação das propriedades estruturais do material em vista de modificações que foram introduzidas no processo de produção desde a sua caracterização inicial feita for FERREIRA e SANTOS (2014). Além disso, foram feitos estudos de caracterização óptica para identificar os principais centros luminescentes por meio de medidas de reflectância, uma vez que os detectores cerâmicos são translúcidos, tendo, portanto baixa transmitância. Foram identificados dois picos principais que foram associados aos centros F em 205nm e F^+ em 255 nm. Deste modo fica mostrada a presença de contribuições tanto de centros F quanto centros F^+ no espectro de emissão luminescente deste material.

AGRADECIMENTOS

Ao CDTN pela infraestrutura e a todos os colaboradores que deram suas contribuições ao trabalho. Ao CNPq e Fapemig pelo apoio financeiro ao projeto.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] S. W. S. Mckeever *et al.*, "Thermoluminescence Dosimetry materials: properties and uses." Ashford: Nuclear Technology Publishing, 1995.

[2] K. Mahesh *et al.*, "Thermoluminescence in solids and its applications." Ashford : Nuclear Technology Publishing, 1989.

[3] S. W. S. Mckeever, "Thermoluminescence of Solids." London : Cambridge, 1985.

[4] Y. S. Horowitz *et al.*, "Unified theory of gamma and heavy charged particle TL supralinearity: the track/defect interaction model." Radiat. Prot. Dosim.,v.65, n.1-4, p.7-12, 1996.

[5] D. I. Gamboa *et al.*, "Supralinearity in the response of TLD-100 to 5,3 MeV alpha particles." Radiat. Prot. Dosim., v.65, n.1 - 4, p.13-16, 1996.

[6] W. D. Kingery, "*Introduction to ceramics*." (Wiley series on science and technology of materials) 2. ed. New York, Willey, 1976.

[7] E. Papin, Influence des defauts ponctuels sur les proprietes dosimetriques et surml'aptitude au frittage de l'alumine α. Tese (Doutorado) - Ecole Nationale Superieure des Mines, Saint-Etienne, França 1997.

[8] M. S. Akselrod *et al.*, "Optically stimulated luminescence and its use in medical dosimetry." *Radiat. Meas.* v. 41, p. S78-S99, 2007.

[9] N. Kristianpoller *et al.*, "Radiation effects in pure and doped Al_2O_3 crystals. *Nucl. Instr. Meth. " Phys. Res. B*, v.141, p.343-346, 1998.

[10] K.H. Lee and J.H Crawford Jr., "Luminescence of F center in saphire." *Ptiys. Rev. B*, p.3217-3221, 1979.

[11] H. Dislich, "Glassy and crystalline systems from gels, chemical basis and technical application", Journal of Non-Crystalline Solids, North-Holland, Amsterdam, 237-241, ed.63, 1984.

[12] H. R. Ferreira and A. Santos, "*Preparation And Characterisation of a Sol–Gel Process α-Al_2O_3 Polycrystalline Detector*." Radiation Protection Dosimetry., n.143, pp. 1-7, 2014.

Id.: IN-04

CALIBRAÇÃO DE DETECTORES CR-39 PARA DETERMINAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE RADÔNIO NO AR

Takahashi, L. C.[1,2], Santos, T. O.[1,2], Rocha, Z.[2]

[1,2] Curso de Tecnologia em Radiologia – Faculdade de Medicina da UFMG, Av. Alfredo Balena, 190
[2] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN – Av. Presidente Antônio Carlos, 6627
lauratakahashi@hotmail.com

Palavras-Chave: Radônio, calibração, SSNTD.

RESUMO

Detectores de traços nucleares, denominados *Solid State Nuclear Detectors* – SSNTD –, também conhecidos como *Alpha-track Detectors*, foram desenvolvidos para detectar partículas pesadas e fragmentos de fissão e, posteriormente, utilizados para medições de radônio. Esta técnica consiste no uso de um dispositivo de detecção, no qual partículas alfa ficam registradas em filmes plásticos ou resinas na forma de traços ou furos latentes. Após irradiações ou exposições, estes são retirados dos dispositivos detectores e revelados por ataque em solução química apropriada, por exemplo, hidróxido de sódio (NaOH) para ampliação dos traços, de modo a possibilitar sua observação em microscópico óptico comum e assim permitir a contagem desses traços. O número de traços por unidade de área, ou seja, a densidade líquida de traços, isto é, após a subtração do *background*, é diretamente proporcional à grandeza denominada *exposição*, que corresponde à integral da concentração de radônio ao longo do tempo ao qual o detector esteve exposto. A calibração consiste na determinação do fator de proporcionalidade entre a densidade líquida de traços e a *exposição*. Para tanto, os detectores SSNTD tipo CR-39 foram expostos, juntamente com o detector AlphaGUARD como referência, em dois níveis de exposições obtidos utilizando fontes de ^{226}Ra referenciadas ao NIST. Contudo, o fator de proporcionalidade entre o número de traços e a exposição encontrado foi igual a k=56,007 [(número de traços.cm^{-2})/(kBq.d.m^{-3})].

1. INTRODUÇÃO

A técnica de detecção da radiação por traços nucleares em sólidos foi descrita, primeiramente, por Young (1958) e Barnes (1959) [1]. Desde então, as pesquisas foram intensificadas e o interesse científico no uso dos detectores de traços, denominados de *Solid State Nuclear Detector* – SSNTD, ampliou-se em vários campos da ciência e da tecnologia. Assim, detectores desse tipo foram desenvolvidos para detectar partículas pesadas e fragmentos de fissão e, subsequentemente, utilizados para medições de radônio. A monitoração alfa por meio de detectores de traços, conhecida também como método passivo, é considerada o método de análise principal em pesquisas de radônio [2].

Os detectores SSNTD possuem uma série de vantagens sobre os outros detectores, são elas: baixo custo, insensibilidade à luz e às radiações gama, registro definitivo dos traços revelados, boa eficiência de detecção, estabilidade da eficiência com o tempo, possibilidade de diferenciar traços revelados devido à presença de prótons, partícula alfa e fragmentos de fissão. Além disso, diferenciam-se, também, traços revelados devido ao mesmo tipo de partícula, mas com energias diferentes [3].

Neste caso, muitos materiais sensíveis às partículas alfa são empregados, todavia, os mais conhecidos englobam os seguintes polímeros: LR 115 (nitrato de celulose, $C_5H_8O_9N_2$), Makrofol, Lexan (policarbonato, $C_{16}H_{14}O_3$) e o CR-39 (carbonato diglicol alílico, $C_{12}H_{18}O_7$) [1]. Cabe ressaltar que o grupo de pesquisa do Laboratório de Radioatividade Natural – LRN do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN executa medições de radônio em residências, em locais de trabalho, em minas subterrâneas, em solos, em águas e em circuitos de exalação, utilizando o detector sólido de traços CR-39. Este detector possui diversas vantagens quando comparado com outros tipos encontrados no mercado, como: ser insensível à radiação eletromagnética, apresentar menor efeito de desvanecimento dos traços latentes, possuir maior estabilidade química, ter baixo custo, ser transparente (excelente contraste entre os traços e o corpo do detector, o que facilita a visualização em microscópico óptico), ter boas propriedades mecânicas, dispor de grande sensibilidade e resolução para detecção de partículas energéticas, apresentar grande eficiência, ser amorfo (traços regulares), e ser resistente à temperatura, umidade, ação corrosiva de poluentes, entre outros [1].

A técnica *SSNTD* consiste no uso de um dispositivo, no qual partículas alfa ficam registradas na forma de traços ou furos latentes. Muitos modelos foram propostos para explicar os mecanismos de formação dos traços latentes. Para os polímeros, que pertencem à categoria dos detectores sólidos orgânicos, as cadeias poliméricas são destruídas pelo processo primário de ionização e pelos elétrons secundários que recuam após a colisão com a partícula incidente [1]. Após irradiações ou exposições, esses são retirados dos dispositivos detectores e revelados por ataque em solução química apropriada para ampliação dos traços, de modo a possibilitar a sua observação em microscópico óptico comum e, assim, permitir a contagem dos traços, manual ou automática, ocorridos durante a exposição. O número de traços por unidade de área, após subtrair o *background*, isto é a densidade líquida de traços, é diretamente proporcional à exposição, isto é, a integração da concentração de radônio ao longo do tempo de exposição do detector. Um fator de conversão obtido em sistemas calibrados permite converter a densidade de traços em concentração de radônio [4].

A medição de radônio utilizando tal técnica é fundamentada em princípios simples. Em contrapartida, na prática, torna-se difícil a manutenção da qualidade. A qualidade das medidas é garantida pelo uso exato das mesmas condições de processamento e controle restrito. Entretanto, vários fatores afetam diretamente a prática, os quais são: o material do detector, as variáveis ambientais, o processamento e a contagem dos traços, a influência do processo de fabricação na sensibilidade do detector, o armazenamento impróprio dos detectores, a idade dos detectores, as mudanças no ataque químico e a eficiência na contagem dos traços [2].

Diante disso, muitas dessas razões podem ser eliminadas adotando uma calibração individual do laboratório. O emprego dos SSNTD em estudos de radônio requerem calibração, a qual deve ser conferida periodicamente com a participação de programas de intercomparação. [2]
Nesse contexto, esse trabalho visou a calibração dos detectores *SSNTD* do tipo CR-39 no LRN/CDTN, que consiste na determinação do fator de proporcionalidade entre a densidade líquida de traços e a exposição.

2. METODOLOGIA

Para o procedimento de calibração, os detectores de radônio foram submetidos em dois níveis de exposição nos Circuito, I e II, cujas características técnicas de cada circuito podem ser observadas na Tab. 1.

Tab. 1. Informações Técnicas do Circuito I e do Circuito II.

Informações Técnicas	**Circuito I**	**Circuito II**
Volume do Container (L)	210,5	101,1
Atividade da Fonte de ^{226}Ra (kBq.m^{-3}) referenciadas ao NIST	3,379	0,483
Concentração inicial de Radônio Esperada (kBq.m^{-3})	16,052	4,189[a]
Tempo total do experimento (d)	3,038	1,252
Exposição Esperada (kBq.d.m^{-3})	48,769	5,245

[a] Valor calculado considerando um fator de emanação característico da fonte de 0,877.

Em cada circuito, além dos detectores SSNTD do tipo CR-39, expôs-se também um detector AlphaGUARD como referência. Trata-se de um sistema Saphymo GmbH, mantido no laboratório como detectores de referência, modelo PQ2000PRO, que opera segundo os princípios de uma câmara de ionização pulsada, sendo amplamente utilizado para medições de radônio no ar, água e solo.

No Circuito I, instalou-se os 10 detectores CR-39, um detector AlphaGUARD e a fonte de ^{226}Ra (Pylon) de atividade igual a 3,379 kBq.m-3. Sendo assim, verificou-se todas as condições de operação e realizou-se a abertura da fonte. Em seguida, procedeu-se com o fechamento do container que permaneceu estanque até o fim do experimento. Ressalta-se que a fonte de ^{226}Ra (Pylon) foi mantida sem alteração, anteriormente, por tempo superior a 30 dias para que a condição de equilíbrio secular entre o ^{226}Ra e ^{222}Rn fossem estabelecida.

Logo após a montagem descrita, iniciou-se a montagem do Circuito II. O Circuito II apresenta algumas peculiaridades, são elas:

- ✓ A fonte foi instalada externamente ao container e a este conectado por meio de mangueiras de Tygon;
- ✓ Trata-se de Fonte ^{226}Ra (Saphymo) de atividade igual a 0,483 kBq.m^{-3} instalada em um bulbo de vidro que necessita de estar sempre úmida. Essa fonte também foi mantida sem alteração, anteriormente, por 30 dias ou mais para que a condição de equilíbrio secular entre o ^{226}Ra e ^{222}Rn fosse estabelecida.
- ✓ O *background*, antes da inicialização do experimento, foi determinado.

O *background* foi executado tendo todos os detectores (CR -39 e AlphaGUARD) posicionados e o circuito fechado e isolado da fonte. Seguindo ainda outras recomendações propostas no catálogo, depois da medição do *background*, colocou-se a fonte em série no circuito e ligou-se a bomba por 15 minutos a fim de remover todo ^{222}Rn. Decorrido o tempo sugerido, as válvulas do container foram fechadas e as mangueiras desconectadas. O container permaneceu sem distúrbio até o fim do experimento.

Após a exposição, os CR-39 foram retirados das câmaras e revelados em solução 6,25M de NaOH + 2 % de álcool, sob temperatura de 75°C, para ampliação dos traços e lavados em seguida por 20 minutos em água corrente. O *background*, por sua vez, foi determinado em detectores não expostos ao serem submetidos em condições idênticas de ataque químico [5]. A contagem do número de traços fez-se por meio de um microscópio óptico (ORTHOLUX) com lente objetiva de 5x acoplada a uma câmara de DFC295 (Leica Microsystems Ltd.). Para cada detector, foram feitas 15 imagens do campo óptico com software LAS V3.8, as quais foram tratadas pelo software QUANTIKOV [6] com filtro de 0,003 µm e todas as funções padronizadas, fornecendo a densidade média de traços por cm^2.

A concentração de ^{222}Rn que os detectores de traços foram submetidos nos containers foram obtidas com os detectores AlphaGUARD. E a partir dessa e do tempo transcorrido, obteve-se a exposição E ($kBq.d.m^{-3}$). O fator de calibração k [(número de traços.cm^{-2})/($kBq.d.m^{-3}$)], objeto desse estudo, corresponde ao coeficiente angular da reta abaixo:

$$d = kE \quad [1]$$

Onde, d é a densidade líquida de traços (número de traços/cm^2) dos detectores presentes nos containers.

3. RESULTADOS

A partir dos experimentos descritos acima, o fator de proporcionalidade entre a densidade de traços e a exposição foi determinado como pode ser observado na Fig. 1. Os pontos foram ajustados utilizando a regressão linear simples. A incerteza indicada foi obtida mediante a análise da regressão realizada com os 19 Graus de Liberdade correspondentes aos 21 pares de valores apresentados na Fig.1. Regressão Linear realizada usando o software MINITAB

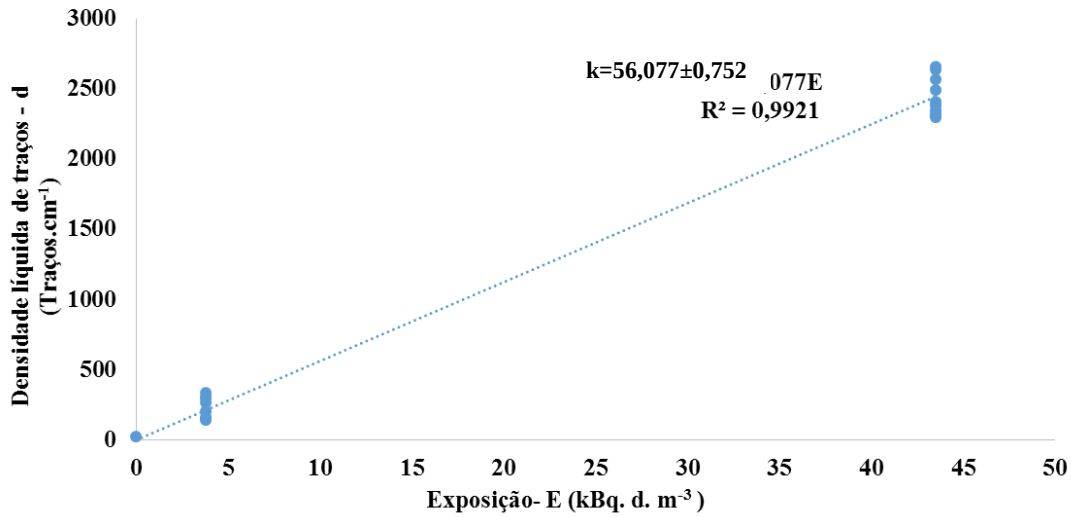


Fig. 1. Fator de Proporcionalidade entre densidade de traços e a exposição de radônio determinado no LRN/CDTN.

Com esse fator, a concentração de radônio em residências, em locais de trabalho, em minas subterrâneas e em circuitos de exalação poderão ser medidas pelo LRN/CDTN.

Além disso, para maior certificação, foi realizada uma intercomparação de resultados promovida pelo instituto *National Institute of Radiological Sciences* (NIRS) do Japão. Neste programa, dispositivos de detecção são preparados e enviados ao Japão para exposição em dois níveis de concentração de radônio conhecidos. Após os procedimentos experimentais necessários, os detectores são reenviados ao Laboratório para processamento e análise; os resultados obtidos para concentração de ^{222}Rn são comparados entre as duas instituições. As intercomparações são anuais e têm atendido ao padrão estabelecido.

Os resultados da intercomparação entre o LRN/CDTN e a NIRS/Japão podem ser observados na Tab. 2. Note-se nessa tabela o número médio de traços obtidos por meio da leitura dos CR-39 expostos no Japão, a exposição correspondente calculada utilizando o fator de proporcionalidade determinado pelo LRN/CDTN e a exposição de referência do NIRS/Japão.

Tab. 2. Resultado da intercomparação entre o LRN/CDTN e a NIRS/Japão.

Níveis de exposição	Traços médio.cm^{-2}	Exposição média de ^{222}Rn (kBq.d.m^{-3}) – LRN/CDTN	Exposição ^{222}Rn (kBq.d.m^{-3}) – NIRS/Japão[a]
Baixo	224	4,0 ± 1,0	3,2
Alto	737	13,2 ± 1,8	14,8

[a] O laboratório provedor da intercomparação (NIRS/Japão) não forneceu a incerteza, que é desprezível quando comparada com os laboratórios participantes. A exposição informada é um valor de referencia rastreável ao NIST(National Institute of Standards Technology dos Estados Unidos).

4. CONCLUSÃO

O fator de proporcionalidade k entre a densidade de traços e a exposição foi determinado em sistemas calibrados no LRN/CDTN, obtendo um valor de k=56,08±0,75 [(número de traços.cm^{-2})/(kBq.d.m^{-3})].Com isso, pode-se medir a concentração de radônio no ar em residências, em locais de trabalho, tais como minas subterrâneas e outros circuitos de exalação nos projetos de pesquisa e prestação de serviço realizados pelo LRN/CDTN com qualidade garantida, haja vista que as mesmas condições de processamento e controle restrito são utilizados. A participação do LRN/CDTN no programa de intercomparação realizada com o NIRS/Japão apresentou um resultado aceitável, o que confirmou o procedimento de calibração e a utilização desse em outros trabalhos.

AGRADECIMENTOS

À FAPEMIG, pelo financiamento do projeto e ao CDTN onde os procedimentos experimentais foram realizados.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] V.F.E.Miranda. "Estudo dos Níveis da Emanação de ^{222}Rn Presentes nos Materiais Radioativos de Ocorrência Natural – NORM". Dissertação de Mestrado em Engenharia Nuclear, Instituto Alberto Luiz Coimbra, Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, 2009.

[2] Danis, A.; Oncescu, M.; Ciubotariu, M. "*System for calibration of track detectors used in gaseous and solid alpha radionuclides monitoring*". *Radiation Measurements*, Vol. 34, p. 155-159. Romania, 2001.

[3] A. P. C. Rio. "Doce Determinação da taxa de exalação de ^{222}Rn em materiais de construção". Dissertação de mestrado apresentado na Universidade Federal do Rio de Janeiro, UFRJ-COPPE, 1997.

[4] A. A. Cigna. Radon in Caves, "*Internacional Jounal of Speleolog"*, Vol, 34, pp. 1-18, 2005.

[5] T. O. Santos, Z. Rocha, P. Cruz, V. A. Gouvea, J. B. Siqueira.; A. H. Oliveira "*Radon Dose Assessment in Underground Mines in Brazil*". *Radiation Protection Dosimetry*, Vol 160, pp. 120-123, 2014.

[6] L.C.M, Pinto. "Quantikov: uma analisador microestrutural para o amabiente Windows". Tese (Doutorado em Ciências) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo,1996.

Id.: IN-05

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA EM MINERADORAS NORM

Vanderlei Vilaça de Moura[1,2], Claubia Pereira[1], Agnaldo Kenji Fuzimo Martins[2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear - Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antônio Carlos, 6627 campus UFMG
31.270-901, Belo Horizonte, MG
Tel/fax: 55-31-34096662
[2]Mineração Taboca S.A., Pirapora do Bom Jesus, São Paulo
vandermoura@gmail.com

Palavras-Chave: atividade específica, NORM, mineradora

RESUMO

Alguns minerais de interesse como os de nióbio, fosfato, cobre, ouro e estanho estão associados à radionuclídeos de origem natural como os das séries do urânio e do tório. Assim são considerados materiais radioativos de origem natural ou NORM (*Naturally Occurring Radioactive Material*). Este tipo de mineral expõe o ser humano e o meio ambiente à radiação ionizante. A responsabilidade de fiscalização e licenciamento do material NORM é da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que inicialmente classifica as mineradoras em 3 grupos a partir da atividade específica e das substâncias sólidas naturais ou concentradas. A partir daí exige o cumprimento de uma série de requisitos com o objetivo de proteger o ser humano e o meio ambiente. Deste modo, as mineradoras devem dimensionar programas de proteção radiológica em conformidade com as normas da CNEN promovendo controle de trabalhadores, de áreas, de fontes, de rejeitos, de resíduos, de equipamentos e do meio ambiente. Neste trabalho foram apresentadas as normas associadas às mineradoras NORM e proposto um programa de proteção radiológica para uma mina hipotética.

1. INTRODUÇÃO

Todas as atividades humanas estão ligadas direta ou indiretamente à mineração: agricultura com os fertilizantes; construção civil e metalurgia com os seus diversos insumos; os inúmeros equipamentos e utensílios que utilizamos no dia a dia que tem em sua constituição metais... a lista é extensa! Entretanto, alguns materiais de interesse como nióbio, fosfato, cobre, terras raras, alumínio, ouro, estanho, carvão mineral, por exemplo, são mineralizados juntamente com radionuclídeos de origem natural das famílias do urânio e do tório. Deste modo, a mineração deste tipo de material radioativo de origem natural ou material NORM (*Naturally Occurring Radioactive Material*) expõe o ser humano e o meio ambiente à radiação ionizante.

A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) é o órgão nacional responsável pela fiscalização do material radioativo no Brasil. Assim, mineradoras que processam material NORM são alvo de exigências que visam à proteção do homem e do meio ambiente [1] [4] [6]. Estas exigências são apresentadas sob a forma de normas cuja finalidade é o controle da exposição expressada em um programa de proteção radiológica.

Assim apresenta-se a seguir uma breve explanação das normas pertinentes à mineração NORM e, posteriormente, um plano de proteção radiológica para este tipo de instalação.

2. NORMAS

O programa de proteção radiológica de uma mineradora NORM é norteado pelas normas da CNEN em especial a CNEN-NN 4.01 Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Instalações Mínero-Industriais e a norma CNEN-NN 3.01 Requisitos Básicos de Proteção Radiológica.

2.1. NORMA 4.01

A Norma-NN CNEN-NN 4.01 Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Instalações Mínero-Industriais é específica para mineradoras, usinas de beneficiamento físico e químico de minério e metalúrgicas que utilizem material NORM como insumo [3]. Ela apresenta diversas exigências relativas ao material NORM. A primeira é a apresentação de uma série de informações preliminares com o objetivo de dimensionar o potencial radiológico da instalação: fluxograma e balanço de massa; teores medidos ou estimados e solubilidade de urânio, tório, rádio-226, rádio-228 e chumbo-210 nas matérias primas, concentrados, minérios e rejeitos; volume de material, capacidade de armazenamento, descrição dos sistemas de contenção e volume liberado no meio ambiente de rejeitos, resíduos, matéria prima e minérios.

Com as informações do parágrafo anterior, a Norma 4.01 classifica as mineradoras NORM em relação à atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas, ou seja, rocha, minérios e produtos, em três categorias, conforme a Tab 1. A partir daí dimensiona-se o tipo de proteção radiológica e de segurança necessários.

Tab. 1. Classificação das mineradoras NORM, segundo a Norma 4.01 [3].

Categoria	**Requisito**
I	Atividade específica superior a 500Bq/g.
II	Atividade específica maior que 10Bq/g e menor que 500Bq/g.
III	Atividade específica inferior a 10Bq/g e dose nos trabalhadores superior a 1,0 mSv/ano, acima do nível de radiação de fundo local.

No caso de uma mineradora classe III são necessárias apenas as informações preliminares. Já no caso das mineradoras das classes I e II é necessário um Relatório de Análise de Segurança que deve contemplar estudos de local para caracterização da instalação e seu entorno; projeto da instalação para dimensionar a quantidade de material a ser processado; descrição da estrutura organizacional para identificação de responsabilidades; plano de treinamento de pessoal de modo que as equipes identifiquem e conheçam o risco radiológico a que estão submetidos; plano para condução de operações; programa de garantia da qualidade para o estabelecimento de procedimentos bem como sua execução; plano de emergência e plano de proteção física e contra incêndios com a finalidade de mitigar os efeitos de acidentes em especial os radiológicos; plano de proteção radiológica ocupacional que será explorado no item 3; plano de monitoração ambiental e efluentes também será explorado no item 3; plano de gerência de rejeitos para controle de rejeitos radioativos; plano de transporte de material radioativo, caso o produto final da

mineradora esteja acima dos limites de isenção para transporte, ele é classe 7 [5]; plano de descomissionamento com o objetivo da recuperação ambiental e do destino dos estoques de materiais e dos registros a serem arquivados.

2.2. NORMA 3.01

A norma CNEN 3.01 [1] é baseada na norma BSS da AIEA [6] sendo aplicável a qualquer tipo de instalação seja ela radiativa, mínero-industrial, nuclear ou depósito de rejeitos. Seu objetivo é estabelecer os requisitos básicos de proteção radiológica para controle da exposição à radiação ionizante. Ela apoia-se em três princípios:

i) Justificação da prática. Para que uma atividade envolvendo fontes e/ou exposição à radiação seja autorizada pela CNEN ela deve trazer benefícios líquidos para o indivíduo ou para a sociedade de modo a compensar o detrimento [1].

Para a justificação da prática de mineração NORM pode-se invocar a importância da mineração como um todo para a história da humanidade onde até as "idades" são denominadas com relação a minérios e minerais: idade da pedra, do ferro, do bronze, por exemplo. Além disso, para que tenhamos o modo de vida atual são necessários diversos insumos minerais tais como nióbio, tântalo, estanho, zircônio, terras raras, carvão, fosfato, alumínio, ouro. Essas substâncias são encontradas na natureza associadas a diversos materiais podendo estar dentre eles os radionuclídeos naturais das séries do urânio e do tório. Ou seja, apesar de o elemento de interesse não ser radioativo a rocha na qual ele foi mineralizado é radioativa devido à presença de material NORM. Assim, a exposição à radiação ionizante devido à mineração é justificada pelo benefício da humanidade com um todo.

ii) Limitação da dose. Apesar da mineração NORM ser justificada é necessário limitar a exposição para proteger os trabalhadores e o público em geral. Deste modo, a CNEN estabelece como limite para dose efetiva 20mSv/ano para os trabalhadores e 1mSv para o público [1].

iii) Otimização. As doses individuais e coletivas devem ser o mais baixo quanto razoavelmente exequível [1]. Para tanto, é necessário que as mineradoras NORM invistam no controle de doses através de melhorias de engenharia, equipamentos de proteção individuais mais eficientes, métodos de medida de dose mais eficazes, por exemplo.

Além do disposto acima a Norma 3.01 estabelece critérios gerais para intervenções, para controles técnicos e administrativos e propõe um plano de proteção radiológica que será abordado no item 3.

2.3. OUTRAS NORMAS PERTINENTES

Além da Norma 4.01 e da Norma 3.01 são normas aplicáveis à mineração NORM:

i) Norma CNEN-NE 3.02 Serviços de Radioproteção [3]. Também é aplicável a qualquer instalação. Seu objetivo é descrever e caracterizar o serviço de proteção radiológica. Assim ela estabelece quais são as características, registros, atividades e controles relacionados à equipe de proteção radiológica,

trabalhadores, áreas da instalação, fontes de radiação, rejeitos, meio ambiente, treinamentos e equipamentos.

ii) Norma CNEN-NE 5.01 Transporte de Material Radioativo [5]. Estabelece os critérios e controles para o transporte de material radioativo a fim de evitar a exposição à radiação ionizante. No caso da mineração NORM, ela é aplicável se o minério for transportado para fora do sítio e possuir atividade específica superior aos limites de isenção para transporte [16]. Nesse caso, por tratar-se de uma fonte aberta, é classificado como material de baixa atividade específica podendo ser transportado em embalados tipo industrial ou a granel em qualquer tipo de modal. Os demais requisitos da norma 5.01 estabelecem os procedimentos técnicos e administrativos do transporte aplicáveis a qualquer tipo de material radioativo: monitorações, documentos, rótulos, marcações, placas de advertência e segurança no transporte [5].

iii) Norma CNEN-NE 1.10 Segurança de Sistemas de Barragem de Rejeitos Contendo Radionuclídeos [7]. Pertence ao grupo de normas do ciclo do combustível nuclear, mas como não existe uma norma de barragens de rejeitos para mineração NORM, ela é usada como referência. Assim como a norma 4.01, ela estabelece os critérios necessários para um relatório de análise de segurança só que aplicados a um sistema de barragens.

iv) Normas do Grupo 8 [8] [9]. Estabelecem os requisitos para gerência e o licenciamento de um depósito de rejeitos radioativos de baixo e médio nível de radiação. Por falta de legislação específica, estas normas apenas norteiam a mineração NORM, pois não se aplicam a barragens e nem aos resíduos, rejeitos, matéria prima, por exemplo, contendo radionuclídeos naturais que não estejam acondicionados em embalagens.

3. PROGRAMA DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA DE UMA MINERADORA NORM

O programa de proteção radiológica de uma mineradora NORM compõe-se basicamente de cinco partes principais: o programa de proteção radiológica ocupacional; a classificação e controle de áreas; a monitoração radiológica ambiental; o programa de treinamentos e programa de descomissionamento.

3.1. PROGRAMA DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

É uma exigência da Norma 4.01. No Programa de Proteção Radiológica Ocupacional são previstas monitorações de áreas e de pessoas. A primeira visa o dimensionamento da dose potencial a que um trabalhador fica sujeito. Já a segunda, o objetivo é o controle da dose individual. Os dados das monitorações serão utilizados também para a classificação das áreas.

As monitorações de área são realizadas através de levantamento radiométrico que consiste na medida das taxas de dose do local de trabalho com a utilização de cintiladores ou de detectores Geiger-Muller. Além do levantamento radiométrico é realizada a determinação da contaminação do ar com o uso de bombas de vácuo para a captura de particulado. Estes são analisados para a obtenção da concentração de atividade no ar. Com estes dados pode-se chegar à dose potencial da área.

A monitoração de pessoas consiste em determinar a dose efetiva, ou seja, a dose total, a que um trabalhador está submetido. A dose externa é obtida através de dosímetros de uso pessoal do tipo TLD ou

OSL[6]. Já a dose interna é obtida através da monitoração de particulado. Inicialmente ele é coletado através de uma bomba de vácuo de uso pessoal (bomba de lapela). Posteriormente, o particulado é analisado para a obtenção da atividade alfa e beta. Finalmente usando modelos biocinéticos e dosimétricos sugeridos pela ICRP[7] [14] [15] chega-se ao valor da dose interna [11].

3.2. CLASSIFICAÇÃO E CONTROLE DE ÁREAS

As áreas das instalações são classificadas levando-se em consideração a exposição potencial e a contaminação radioativa da área obtidas a partir da monitoração em:

i) Áreas livres. Áreas sem a presença de material radioativo e cuja exposição se deva ao *background* intrínseco da região. É o caso de escritórios de modo geral.

ii) Áreas controladas. Áreas onde os trabalhadores podem receber 3/10 ou mais do limite anual de dose e onde existe a possibilidade de contaminação radioativa. É o caso das áreas produtivas, tais como usinas de beneficiamento de minério. Estas áreas devem ser monitoradas periodicamente, ser mantidas sob controle e restrição de acesso, ter sinalização com o símbolo internacional de radiação ionizante e outras informações pertinentes, possuir equipamentos de proteção individual adequados à área (vestimentas, máscaras), possuir equipamentos para monitoração da contaminação de pessoas e equipamentos [13].

iii) Área supervisionada. Em geral é uma área próxima a área controlada. Não é necessário o nível de proteção radiológica como em uma área controlada, mas esta área deve estar sob supervisão, ser delimitada, sinalizada e monitorada. Um exemplo deste tipo de área são as oficinas de manutenção que fiquem próximas às áreas produtivas.

O controle de áreas garante o atendimento aos princípios de proteção radiológica na medida em que controlam e otimizam a exposição à radiação ionizante.

3.3. MONITORAÇÃO RADIOLÓGICA AMBIENTAL

A monitoração radiológica ambiental tem como objetivo controlar as doses potenciais das pessoas fora da mineradora (indivíduos do público) e proteger o meio ambiente.

A norma 4.01 norteia a monitoração ambiental. São necessárias amostragens das matrizes potencialmente contamináveis tais como ar, água de superfície e subterrânea, solo e sedimentos. Estes devem ser analisados para verificar a contaminação pelos radionuclídeos dispersáveis no meio ambiente: urânio-238, rádio-226, chumbo-210, tório-232 e rádio -228. Além destes deve ser analisado o radônio-222 na água e ar.

Deve ser encaminhado anualmente para a CNEN um relatório sobre a monitoração ambiental de acordo com um modelo estabelecido pela Norma 3.01 [12].

[6] TLD - *Thermoluminescent dosimeter* (dosímetros termoluminescentes). OSL - *Optically stimulated luminescence* (Dosimetria Ópticamente Estimulada).
[7] *International Commission on Radiological Protection*.

3.4. PROGRAMA DE TREINAMENTOS

As normas 3.01, 3.02 e 4.01 exigem um programa de treinamento de modo a garantir que os trabalhadores entendam como executar suas atividades com segurança e qual é o risco radiológico ao qual estão sujeitos. Além disso, devem ser realizados treinamentos e simulados de emergência radiológica e ambiental.

3.5. PROGRAMA DE DESCOMISSIONAMENTO

Descreve os procedimentos conceituais para o encerramento das atividades da mineradora NORM contemplando o destino a ser dado aos registros (relatórios, históricos de doses e atividades da instalação); detalhamento de procedimentos técnicos e administrativos para descontaminação da instalação e de seus equipamentos; alternativas para o destino a ser dado aos estoques de minérios e concentrados, rejeitos radioativos, escórias e sucatas; recuperação e preservação ambiental da área [3].

O descomissionamento deve ser planejado já no início das atividades da mineradora com o objetivo de reduzir o impacto ambiental, ocupacional e econômico. Assim é contemplado nas normas 1.10, 3.0, 4.01 e do grupo 8.

4. CONCLUSÃO

O programa de proteção radiológica de uma mineradora resume as atividades relacionadas à proteção do homem e do meio ambiente. Ele deve ser dimensionado de acordo com o tamanho da mineradora de modo a cumprir seu objetivo de controlar a exposição à radiação ionizante e estar em conformidade com as normas da CNEN.

BIBLIOGRAFIA

[1] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NN 3.01 Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Rio de Janeiro, 2014.

[2] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NE 3.02 Serviços de Radioproteção. Rio de Janeiro, 1988.

[3] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NN 4.01 Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Instalações Mínero-Industriais. Rio de Janeiro, 2005.

[4] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NE 5.01 Transporte de Material Radioativo. Rio de Janeiro, 1988.

[5] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NN 4.01 Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Instalações Mínero-Industriais. Rio de Janeiro, 2005.

[6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. Vienna, 2014.

[7] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NE 1.10 Segurança de Sistemas de Barragem de Rejeitos Contendo Radionuclídeos. Rio de Janeiro, 1980.

[8] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NN 8.01 Resolução CNEN 167/14 Gerência De Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Rio de Janeiro, 2014.

[9] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Norma CNEN-NN 8.02 Resolução CNEN 168/14 Licenciamento de Depósitos de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Rio de Janeiro, 2014.

[10] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Posição Regulatória 3.01/003:2011 Coeficientes de Dose para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos. Rio de Janeiro, 2011.

[11] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Posição Regulatória 3.01/005:2011 Critérios para Cálculo de Dose Efetiva, a partir da Monitoração Individual. Rio de Janeiro, 2011.

[12] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Posição Regulatória 3.01 / 009:2011 - Modelo para elaboração de relatórios de programa de monitoração radiológica ambiental. Rio de Janeiro, 2011.

[13] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Posição Regulatória 3.01/004:2011 Restrição de Dose, Níveis de Refereância Ocupacionais e Classificação de Áreas. Rio de Janeiro, 2011.

[14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, ICRP Publication 66. Oxford, 1994.

[15] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 68. Oxford, 1994.

[16] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (Brasil). Posição Regulatória 3.01 / 001:2011 - Critérios de exclusão, isenção e dispensa de requisitos de proteção radiológica. Rio de Janeiro, 2011.

Id.: IN-06

COMPARAÇÃO DA RESPOSTA DIRECIONAL DO IDENTIFICADOR MICRO DETECTIVE ORTEC, TIPO N COM O DETECTOR SPIR ID NAI (TI)

Mayara Nascimento Arbach[1], Domingos D. O. Cardoso[1], Viviane C. Sant'anna[1], Sergio de O. Vellozo[1], Wilson S. J. Rebello[1], Aneuri S. de Amorim[2], Luciano S. R. Oliveira[2], Edson. R. Andrade[2]

[1] Instituto Militar de Engenharia (IME)
[2] Centro Tecnológico do Exército (CTEx)
E-mail: mayaraarbach@gmail.com

Palavras-Chave: Comparação; Detecção; Dependência Direcional; Valor de Referência.

RESUMO

Comparação da resposta direcional do identificador Micro Detective ORTEC, tipo N com 15% de eficiência de detecção com o Detector SPIR Id NaI (3" x 1,5") utilizando as fontes de césio (^{137}Cs, energia 661.657 keV) com atividade de 37,4 kBq e de cobalto (^{60}Co, energias 1173.228 keV e 1332.492 keV) com atividade de 41 kBq, fabricadas em 17/04/2007. O trabalho foi realizado nas distancias (0,5m, 1,0m, 1,5m e 2,0m) e para os ângulos (0°, 45°, 60° e 90°), adotando-se como valor de referência a medida encontrada no ângulo 0° da distância em avaliação, o mesmo procedimento foi adotado para as demais distancias ensaiadas neste ensaio. Constatou-se que os equipamentos em análise detectaram e identificaram os radionuclideos em estudo na distância de 0,5 m, de forma a propiciar uma tomada de decisão frente à ameaça ou emergência NR (Nuclear e Radiológica).

1. INTRODUÇÃO

No mundo atual, com uma maior aplicação de fontes radioativas, um maior número de reatores nucleares e uma crescente ameaça de grupos terroristas utilizarem material radioativo e/ou nuclear, o papel da segurança radiológica assumiu um fator preponderante. Em se tratando de combate a ação terrorista, a ênfase é dada na prevenção da deflagração. Neste caso, no treinamento da equipe será enfatizado a detecção, quantificação das doses e a identificação de radionúclideos. Este trabalho contribuirá para um melhor treinamento das equipes de intervenção DQBRN (Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear) no Brasil, pois apresenta a resposta de dois detectores, entre outros existentes, em função do ângulo de incidência e da energia da radiação incidente.

Com o objetivo de atender a portaria n° 1787/MD [1] e garantir a segurança nacional, o Exército Brasileiro, em conjunto com o Instituto Militar de Engenharia (IME) e o Centro Tecnológico do Exército (CTEx), criaram equipes de caracterização das respostas do desempenho dos equipamentos existentes ou em aquisição no âmbito do exército, e realizou-se neste trabalho, a comparação da resposta direcional do identificador Micro Detective ORTEC, tipo N com 15% de eficiência de detecção com o Detector SPIR Id NaI (3" x 1,5") com o intuito de identificar, quantificar a dose e gerar diversas características de resposta dos equipamentos. Esperamos que este trabalho contribua para a melhor identificação e mitigação em prováveis acidentes e/ou incidentes com radiação ionizante.

2. METODOLOGIA

Sabe-se a importância do pleno conhecimento das repostas dos equipamentos utilizados na monitoração e identificação das fontes radioativas. Para um melhor conhecimento destas respostas apresentamos a comparação da dependência direcional dos Detectores Identificadores Micro Detective ORTEC, tipo N com 15% de eficiência de detecção e do Detector SPIR Id NaI (3” x 1,5"), a metodologia empregada foi a mesma utilizada nos trabalhos como referência [2][3]. O detector Micro Detective foi irradiado em diferentes angulações (0°, 45°, 60° e 90) e distâncias (0,5m, 1,0m, 1,5m e 2,0m) enquanto o detector SPIR Id foi irradiado nos ângulos (0°, 45°, 60° e 90) e distâncias (0,5m, 1,0m), com a finalidade de avaliar a dependência direcional e energética dos equipamentos. O tempo de resposta adotado neste trabalho de comparação, 300 segundos, baseou-se na observação do tempo médio gasto por um espectador. Esse tempo médio foi observado durante a realização dos seguintes eventos: Copa das Confederações, Copa do Mundo e nos Jogos Olímpicos Militares. Por tratar-se de um laboratório de ensino, em função da segurança radiológica, não era possível trabalhar-se com taxa de dose acima 5µSv/h à 1m, trabalhou-se, então, com taxa de dose da ordem de 0,5 µSv/h à 1m. Em decorrência disso e devido às distâncias fonte-detector simuladas e dos ângulos de incidência avaliados, as medidas foram realizadas próximo ao limiar de detecção dos equipamentos. Iniciou-se, então o experimento pela fonte de césio (^{137}Cs) com atividade de 37,4 kBq, cuja data de fabricação é 17/04/2007. Em seguida, utilizou-se a fonte de cobalto (^{60}Co) com atividade de 41 kBq, cuja data de fabricação é 17/04/2007.

3. RESULTADOS

Aplicando a metodologia proposta, iniciou-se o trabalho pela caracterização da dependência direcional do detector identificador Micro Detective, e os resultados obtidos com as fontes de referência estão apresentados na Tab. 1 [2].

Nas figuras 1, 2 e 3 são apresentados a dependência direcional obtida com a fonte de ^{137}Cs de ^{60}Co (1173.228 keV e 1332.492 keV), utilizando o detector identificador Micro Detective [2].

Na Tab. 2 são apresentados os valores de eficiência de detecção obtidos a 0,5m e a 1,0m de distância da fonte para as energias gama emitidas pelas fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co utilizando o detector identificador Micro Detective [3].

Dando sequência ao trabalho, na Tab. 3 são apresentados os resultados obtidos com as mesmas fontes de referência utilizando-se agora o detector identificador SPIR Id NaI (3” x 1,5") [3].

Tab. 1. Resultados da dependência direcional obtidas com o Detector Micro Detetive para as fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs.

		Fonte de Cobalto (^{60}Co)					Fonte de Césio (^{137}Cs)		
Âng.	**Dist. (m)**	**T.I (s)**	**Área NET (1ª E)**	**Área NET (2ª E)**	**Dep. Ang. (1ª E)**	**Dep. Ang. (2ª E)**	**T.I (s)**	**Área NET (661.657 keV)**	**Dep. Angular**
-90°	0,5	36	141 ± 17	33 ± 12	0,702	1,636	23	112 ± 15	0,297
	1	271	144 ± 16	56 ± 12	0,763	0,857	116	21 ± 7	0,785
-60°	0,5	75	94 ± 19	43 ± 16	1,053	1,255	288	24 ± 5	0,404
	1	368	92 ± 19	45 ± 16	1,195	1,066	868	12 ± 3	0,892
-45°	0,5	84	144 ± 20	61 ± 16	0,868	0,855	12	103 ± 14	0,289
	1	409	111 ± 20	57 ± 11	0,990	0,842	86	25 ± 7	1,392
0°	0,5	40	99 ± 21	54 ± 12	1	1	26	252 ± 20	1
	1	211	110 ± 21	48 ± 16	1	1	90	28 ± 8	1
45°	0,5	50	119 ± 16	39 ± 11	0,831	1,384	367	12 ± 5	0,404
	1	182	107 ± 16	61 ± 11	1,028	0,786	1133	1 ± 3	0,321
60°	0,5	34	135 ± 18	57 ± 11	0,733	0,947	15	102 ± 14	0,444
	1	282	123 ± 17	83 ± 12	0,894	0,578	178	9 ± 6	0,750
90°	0,5	47	148 ± 17	36 ± 10	0,668	1,5	539	9 ± 4	0,408
	1	309	110 ± 16	51 ± 12	1	0,941	837	11 ± 4	0,892

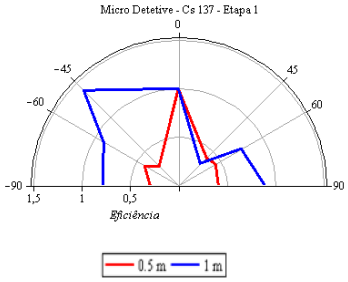


Fig. 1. Dependência Direcional utilizando a fonte de ^{137}Cs.

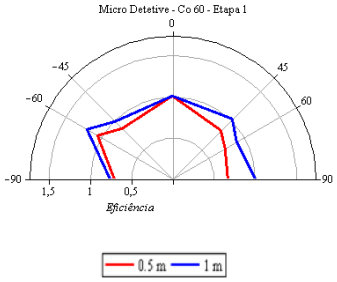


Fig. 2. Dep. Direcional da fonte de ^{60}Co (maior energia).

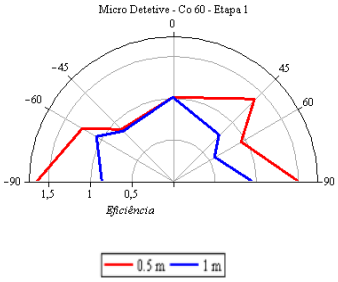


Fig. 3. Dep. Direcional da fonte de ^{60}Co (menor energia).

Tab. 2. Eficiência detecção a 0,5m e a 1,0m de distância da fonte para o detector identificador Micro Detective.

Fonte	Eficiência de Detec. a 0,5m	Eficiência de Detec. a 1,0m
^{137}Cs (661.657 keV)	0,8%	0,00935%
^{60}Co (1173.228 keV)	0,8%	0,9%
^{60}Co (1332.492 keV)	0,4%	0,4%

Tab. 3. Resultados da dependência direcional obtidas com o Detector SPIR Id NaI (3” x 1,5") para as fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs.

		Fonte de Cobalto (^{60}Co)					Fonte de Césio (^{137}Cs)		
Âng.	**Dist. (m)**	**T. I (s)**	**Área NET (1ª E)**	**Área NET (2ª E)**	**Dep. Ang. (1ª E)**	**Dep. Ang. (2ª E)**	**T.I (s)**	**Área NET (661.657 keV)**	**Dep. Angular**
-90º	**0,5**	46	459 ± 82	331 ± 67	2,252	1,77	3	1144 ± 99	1,002
	1	Não identificou	-	-	-	-	983	245 ± 54	3,967
-60º	**0,5**	51	489 ± 73	258 ± 43	2,114	2,271	6	1209 ± 86	1,054
	1	Não identificou	-	-	-	-	872	189 ± 55	0,194
-45º	**0,5**	84	826 ± 158	392 ± 73	1,251	1,494	4	1164 ± 101	1,014
	1	Não identificou	-	-	-	-	843	159 ± 53	0,163
0°	**0,5**	380	1034 ± 178	568 ± 66	1	1	4	1147 ± 98	1
	1	Não identificou	-	-	-	-	765	972 ± 96	1
45º	**0,5**	131	924 ± 163	284 ± 70	1,119	2,063	3	1120 ± 108	0,976
	1	Não identificou	-	-	-	-	951	261 ± 53	0,268
60º	**0,5**	173	506 ± 87	281 ± 72	2,043	2,085	4	1240 ± 104	1,081
	1	Não identificou	-	-	-	-	829	169 ± 52	0,173
90º	**0,5**	398	396 ± 107	294 ± 67	2,611	1,993	10	1108 ± 108	0,965
	1	Não identificou	-	-	-	-	976	181 ± 56	0,186

Na Tab. 4 são apresentados os valores de eficiência de detecção obtidos a 0,5m e a 1,0m de distância da fonte para as energias emitidas pelas fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co utilizando o detector SPIR Id NaI (3” x 1,5") [3].

Tab. 4. Eficiência detecção a 0,5m e a 1,0m de distância da fonte para detector SPIR Id NaI (3” x 1,5").

Fonte	**Eficiência de Detec. a 0,5m**	**Eficiência de Detec. a 1,0m**
^{137}Cs (661.657 keV)	3,83%	3,24%
^{60}Co (1173.228 keV)	8,91%	-
^{60}Co (1332.492 keV)	4,89%	-

Nas Figuras 4, 5 e 6 são apresentados a dependência direcional obtida com a fonte de ^{137}Cs de ^{60}Co (1173.228 keV e 1332.492 keV), utilizando o detector identificador SPIR Id NaI (3” x 1,5") [3].

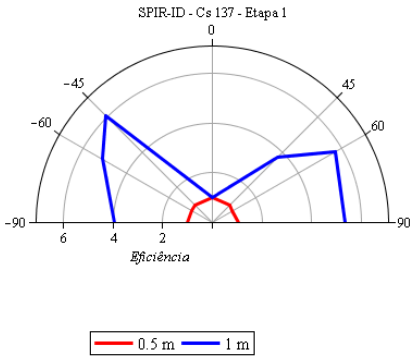


Fig. 4. Dep. Direcional utilizando a fonte de ^{137}Cs.

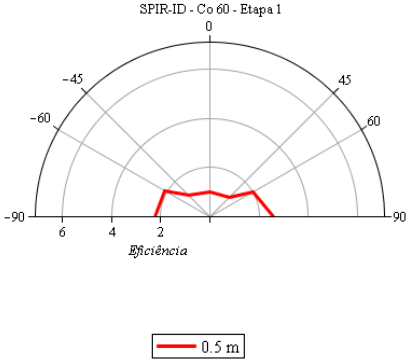


Fig. 5. Dep. Direcional utilizando a fonte de ^{60}Co (maior energia).

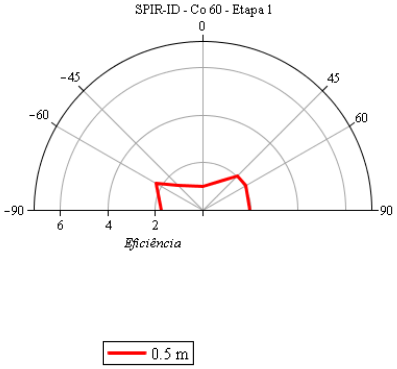


Fig. 6. Dep. Direcional utilizando a fonte de ^{60}Co (menor energia).

4. CONCLUSÕES

1) recomenda-se a criação de um laboratório de caracterização das respostas dos identificadores, hoje em uso, no território nacional. Atualmente está em fase de implementação o laboratório de calibração CTEx, que se propõe a fazer além da calibração, a caracterização das repostas dos equipamentos utilizados em DQBRN. Pertinente as atividades de assessoria técnico cientifico da seção de engenharia nuclear junto ao programa de defesa do Exército Brasileiro, iniciou-se o desenvolvimento de uma proposta de metodologia de caracterização das respostas energética e direcional dos detectores identificadores;

2) após a revisão da literatura e um estudo dos dados experimentais obtidos neste trabalho, constatou-se que os equipamentos em análise detectaram e identificaram os radionuclideos em estudo na distância de 0,5 m, de forma a propiciar uma tomada de decisão frente à ameaça ou emergência NR (Nuclear e Radiológica);

3) o conhecimento da dependência angular deve ser repassado para a equipe de resposta do sistema de defesa do Brasil, no treinamento, de forma a otimizar o uso dos equipamentos empregados nessa tarefa;

4) ao realizarmos o estudo proposto, com as condições limitantes acima apresentadas, evidenciou-se a importância e a influência da radiação de fundo nos resultados aqui apresentados. Lembrando o contexto que as atividades referentes ao assessoramento técnico cientifico, no âmbito do Exército Brasileiro, são responsabilidade do Instituto Militar de Engenharia (IME) e do Centro Tecnológico do Exército (CTEx), essa característica de resposta será repassada para as equipes de atuação em campo;

5) ambos equipamentos foram operados mantendo-se a geometria constante. Nas Tab. 1 e 3, nas colunas denominadas área NET, observou-se que na distância de 0,5m, as fontes de referência foram identificadas e o pior caso foi obtido no ângulo 90° com o detector identificador Micro Detective, cuja incerteza na área NET foi de 44%. Para a distância de 1,0m verificou-se que, o detector SPIR Id NaI (3” x 1,5") não identificou as energias emitidas pela fonte de ^{60}Co em todos os ângulos. O pior caso observado nesta distancia, foi no ângulo 45° para a energia 661,657 keV medida pelo detector identificador Micro Detective, cuja incerteza na área NET foi de 300%. Como dito na conclusão 5 acima, comprovou-se que

as incertezas são altas devido a influência da radiação de fundo na medida e trabalharmos próximo ao limiar de detecção;

6) nas figuras 1, 2 e 3 observou-se a dependência direcional do detector Micro Detective e verificou-se que a maior resposta direcional foi encontrada no quadrante entre os ângulos -90° e 0°. Segundo o manual do fabricante [4], baseado na vista frontal do equipamento, na parte superior do lado esquerdo localiza-se o detector Geiger Muller (GM). Na elaboração dos gráficos de dependência direcional, a origem dos eixos coordenados nos gráficos faz com que a resposta devido a influência do GM, esteja localizada no quadrante -90° e 0°;

7) nas figuras 4, 5 e 6 observou-se a dependência direcional do detector SPIR Id NaI (3” x 1,5"). No manual do fabricante não consta a localização do detector GM no equipamento, portanto não foi possível identificar a influência do detector GM na resposta a incidência direcional no SPIR Id NaI (3” x 1,5");

8) comparando as áreas NET, mantendo as condições experimentais citadas e desconsiderando a distância e os ângulos onde não ocorreu a identificação do radionuclideo, o detector semicondutor apresentou as menores incertezas associadas as áreas NET. O resultado obtido, foi considerado esperado, pois atribuiu-se ao mesmo a menor eficiência de detecção do semicondutor quando comparada com a eficiência de detecção do cintilador SPIR Id NaI (3” x 1,5");

9) como mostrado, o detector HPGe apresenta uma excelente resolução e o detector cintilador tem maior eficiência de detecção, fato este constado neste trabalho;

10) quanto a dependência energética, as medidas não foram realizadas pois não conseguimos outras fontes radioativas com energias gama de diferentes valores;

11) observou ainda, nas figuras 5 e 6, a curva de dependência direcional para a fonte de ^{60}Co a 1m de distância da fonte utilizando o detector SPIR Id NaI (3” x 1,5"), não foi plotada no gráfico, pois não houve identificação da mesma, no tempo de contagem pré-estabelecido, devido a influência da radiação de fundo nos resultados apresentados;

12) nas Tab. 2 e 4, foram calculadas as eficiências relativas considerando somente as interações que depositam toda a energia (efeito fotoelétrico) [2][3]. Analisando os resultados e observando o manuseio dos detectores de identificação, propomos uma metodologia alternativa para a utilização desses equipamentos, que aproveitará as melhores características de resposta dos mesmos. A metodologia sugerida propõe a utilização conjunta dos identificadores, uma varredura inicial com o detector cintilador e caso ocorra a identificação de um radionuclideo, deverá ser realizada uma nova varredura utilizado o detector semicondutor.

AGRADECIMENTOS

Ao represente da ORTEC no Brasil (Alexandre Szpigel) pelo empréstimo do detector Micro Detective; Ao Centro Tecnológico do Exército (CTEx – Cel Paulo) pelo empréstimo do detector SPIR Id NaI (3” x 1,5"); A seção de Engenharia Nuclear (IME – Cel Walter) pelo uso do Laboratório de Instrumentação Nuclear para realização deste trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] BRASIL, Portaria n.º 1787/MD, de 03 de julho de 2012. Criação da Subcomissão Departamento de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (DQBRN). Diário Oficial da União, 13 julho. 2012, Seção II.

[2] ARBACH, Mayara Nascimento et al., Dependência direcional do identificador ORTEC – modelo Micro Detective tipo N com 15% de eficiência. In: CONGRESSO BRASILEIRO DE METROLOGIA DAS RADIAÇÕES IONIZANTES, 3., 2016, Rio de Janeiro. *Anais...* Rio de Janeiro: CBMRI, 2016.

[3] ARBACH, Mayara Nascimento et al., Dependência direcional do Detector Identificador SPIR Id NaI (3" x 1,5") – MIRION. **Acta Scientiae et Technicae**, v. 4, n. 1, 2016.

[4] ORTEC info sheet "Micro-Detective": Next Generation ULTRA-LIGHT Portable Hand-Held Radioisotope Identifier, Amatek/ORETEC, 2008 (http://www.ortec-online.com/pdf/Micro-Detective.pdf)

ENGENHARIA NUCLEAR

Id: EN-01

ANÁLISE DOS PARÂMETROS DE SOLDAGEM EM LIGAS DE ZIRCÔNIO

Claudia Maciel Lamim[1], Luciana Alves Felizardo[1]

[1] Centro Universitário de Volta Redonda - Fundação Oswaldo Aranha (UNIFOA), Avenida Paulo Erlei Alves Abrantes, 1325, Três Poços, Volta Redonda - RJ. Cep: 27240-560.
luciana.lafel@gmail.com

Palavras-Chave: RPW, vareta combustível, Zircaloy-4.

RESUMO

Este trabalho teve o objetivo de avaliar a influência de parâmetros para a obtenção de uma solda RPW (*Resistence Pressure Welding*), simulando o processo produtivo das varetas que compõem o elemento combustível nuclear, do tipo 16STD utilizado em Angra 1, fabricado nas Indústrias Nucleares do Brasil para reatores do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*). Essas varetas servem como suporte às pastilhas de dióxido de urânio, implicando em contenção à liberação de produtos de fissão pelas mesmas e fazem parte do sistema que possui geometria crítica e leva à fissão nuclear, sendo assim um dos principais componentes no produto final. Utilizou-se uma liga de zircônio (Zircaloy-4), mais conhecida comercialmente e presente no meio nuclear devido à sua seção de choques, propriedades mecânicas e resistência à corrosão. Foi mostrada a influência de três variáveis tais como corrente de solda, força de compressão e projeção em níveis máximos e mínimos empregando os métodos de planejamento experimental. Foram confeccionadas amostras a partir desses princípios, que passaram por ensaios de corrosão, arrebentamento e metalografia, provando que a corrente é o parâmetro que possui mais influência para a obtenção de uma solda qualificada.

1. INTRODUÇÃO

Ligas de zircônio são amplamente utilizadas na indústria nuclear, principalmente em tubos de revestimentos do elemento combustível e em componentes estruturais para reatores do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*). A necessidade do aumento de vida útil desses componentes, que operam em condições críticas de pressão e temperatura, por exemplo, cerca de 300 °C na superfície, levou ao desenvolvimento de novas ligas com a finalidade de melhorar as propriedades mecânicas, a resistência à corrosão e aos danos de irradiação [1].

Para realização deste experimento foi necessária a utilização de planejamento fatorial para a determinação da quantidade necessária de corpos de provas e para análises dos parâmetros propostos.

Neste trabalho foi avaliada a caracterização da influência dos parâmetros de solda assim como as características mecânicas do metal base dos corpos de prova confeccionados de ZIRLO® e Zircaloy-4 (tubo e tampão, respectivamente) com os processos RPW (*Resistance Pressure Welding*). No processo de solda por resistência e pressão, as peças a serem soldadas são submetidas a uma força e a uma corrente elétrica causando o coalescimento das mesmas, sem que haja fusão, mas tão somente um “amaciamento” unindo-as [2].

Os resultados foram obtidos utilizando ensaios de corrosão e arrebentamento e posteriormente analisados por meio do ensaio metalográfico, onde conseguimos definir as áreas da massa de escoamento, que é o marcador de obtenção de uma solda qualificada.

2. METODOLOGIA

Para a grade de experimentos definida para solda de ligas de zircônio ZIRLO® (Tubo) e Zircaloy-4 (tampão) utilizou-se planejamento fatorial baseado na variável B^k, onde "K" representa os fatores e "B" a quantidade de níveis escolhidos, assim têm-se "K = 3", sendo as variáveis de entrada: corrente, força de compressão e projeção; e "B = 2", a saber, níveis mínimo e máximo [3].

Obtendo como resultado representativo 2^3, o número de corpos de prova foi quadruplicado visando diminuir a margem de erro, tendo assim 32 exemplares. Porém, após o ensaio de corrosão, as amostras não podem ser utilizadas para dar seguimentos às outras pesquisas, sendo necessário a duplicação dessa análise obtendo-se 64 exemplares no processo de soldagem. A Tab. 1 contempla os dados que compõe a distribuição do planejamento fatorial.

Tab. 1. Distribuição do planejamento fatorial.

					VARIÁVEIS CONTROLADAS - ENTRADAS		
					A	**B**	**C**
N° Corpo de Prova		**A**	**B**	**C**	**CORRENTE (kA)**	**FORÇA DE COMPRESSÃO (N)**	**PROJEÇÃO (mm)**
1	1	-	-	-	15	2800	0,8
2	A	+	-	-	19	2800	0,8
3	B	-	+	-	15	3300	0,8
4	AB	+	+	-	19	3300	0,8
5	C	-	-	+	15	2800	1,3
6	AC	+	-	+	19	2800	1,3
7	BC	-	+	+	15	3300	1,3
8	ABC	+	+	+	19	3300	1,3

2.1. Ensaio de corrosão

O princípio do processo constou da submissão dos 32 corpos de provas a um ambiente fechado (autoclave) contendo vapor d'água superaquecido em condições de temperatura e pressão controladas, por tempo pré-estabelecido de 72 horas, visando simular as condições de trabalho no reator [4].

Para os ensaios com tubos de Zircaloy, utilizaram-se corpos de prova com comprimento entre 38,5 e 50 mm. Foram determinadas as áreas de exposição dos corpos de prova medindo-se suas dimensões internas, externas e o comprimento antes do teste.

Os corpos de provas (CPs) foram colocados dentro da autoclave em um suporte de aço inoxidável mantendo-os acima do nível d'água. Foi adicionada água desmineralizada na autoclave em quantidade tal que se obtivesse a temperatura de trabalho, a uma pressão especificada. Terminado o período de ensaio, os CPs foram então retirados, lavados, secos ao ar quente e posteriormente avaliados quanto ao incremento de massas, determinando a relação mg/dm^2. Os corpos de prova foram pesados quando se encontravam em temperatura ambiente. As condições para esse ensaio foram: Temperatura: (400 ± 3) ^oC , Pressão: (105 ± 7) bar, Meio: vapor d'água e Tempo: 3 dias (72 horas).

2.2. Ensaio de arrebentamento

O procedimento avaliou a realização do ensaio de arrebentamento de pressão interna em corpos de prova da vareta combustível (tampão terminal/tubo de revestimento) soldados por resistência e pressão. Esta pressão foi efetuada com o uso de uma máquina que impulsionou uma punção no interior do tubo de revestimento, onde foi colocado um material plástico macio, até o rompimento do corpo de prova.

Os corpos de provas receberam em seu interior um cilindro de silicone e um disco de vedação de Neoprene com a finalidade de distribuir uniformemente a tensão por todo o material. Em seguida, adaptaram-se os CPs a um dispositivo adequado ao seu tamanho e formato, sendo este em seguida posicionado na máquina de arrebentamento. Observou-se uma contínua elevação da força, aplicada durante o ensaio, até o seu arrebentamento. Essa força foi registrada no display e anotada para posterior avaliação. Em seguida, cada corpo de prova foi avaliado com auxílio de uma lupa para verificação de seu arrebentamento fora da linha de cordão de solda.

2.3. Ensaio metalográfico após arrebentamento

Primeiramente foi necessário corte longitudinal e um transversal no corpo de prova analisado. Para obter um amplo espectro do material e facilitar a análise de integridade da solda, um corte foi realizado abrangendo um lado "arrebentado" e outro "não arrebentado". Antes do início dos cortes, tomou-se a precaução de utilizar água, visando eliminar qualquer poeira resultante da aplicação. Após esse processo foi realizada a limpeza das rebarbas no corpo de prova, para não prejudicar a visualização e a medição do mesmo. A peça foi imersa em álcool 95% por 5 minutos e, logo após, secou-se a mesma em secador convencional.

Para realização da análise no microscópio, foi utilizado um "suporte" para auxiliar o manejo e armazenamento do CP. Para corpo de prova de vareta foi utilizado o embutimento a quente com a adição de pressão no processo e calor. Na máquina do processo foi colocado o material a ser embutido e a resina ou baquelite fornecida pelo fabricante (Fig. 1).

Fig. 1. Exemplo de corpo de prova RPW embutido a quente, em resina fenólica.

Depois foi realizado o polimento que tem por objetivo o acabamento necessário na "face" a ser trabalhada no microscópio, assim como criar o chanfro na peça. Após a etapa de corte, os corpos de prova foram embutidos a quente em resina fenólica, com uma altura de aproximadamente 7 mm, posteriormente lixadas com lixas de carbeto de silício (nas granulometrias de 220, 320, 400, 500, 600, 800, 1000, 1200 e 2500 mesh), sob refrigeração com água corrente.

Ao fim, as amostras foram submetidas a uma solução de ação dupla de polimento/ataque químico 45% H_2O + 45% HNO_3 + 10% HF (% em volume) com imersão por 120 segundos. Em seguida, foram lavadas em água corrente e secadas em ar quente, sendo destinada a caracterização microestrutural.

Após esses processos de preparação dos CPs houve a realização do ensaio.
Com o auxílio do microscópio metalográfico foi realizada a análise de cada estrutura metálica presente nos corpos de provas, com utilização de lentes de aumento para facilitar o processo e foi realizada a medição da área da massa de escoamento (Fig. 2).

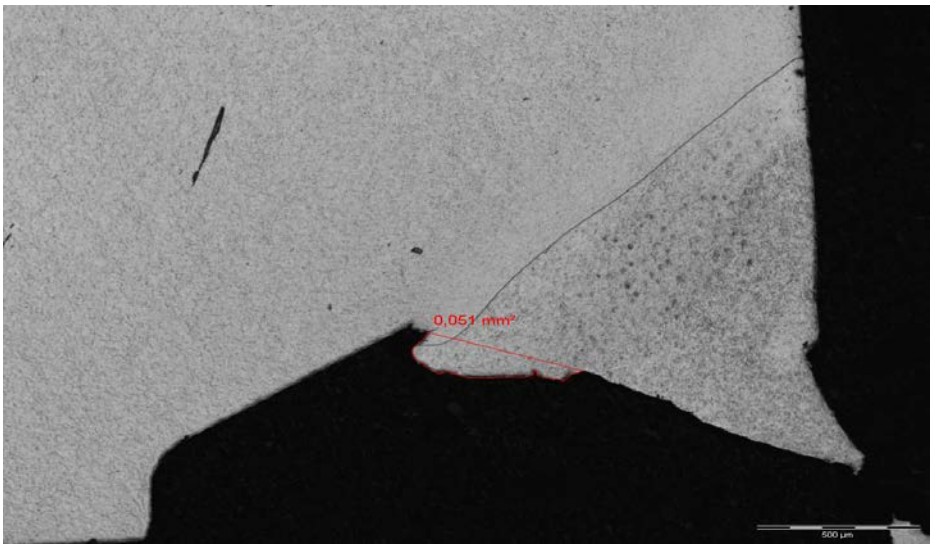


Fig. 2. Medição da área da massa de escoamento em linha vermelha.

3. RESULTADOS

No ensaio de corrosão simulando as condições do reator de Angra I, os 32 corpos de provas foram aprovados em todas as combinações estabelecidas.

Todas as amostras obtiveram o seu arrebentamento fora da linha de cordão de solda e em média a força encontrada foi 53,1% superior ao valor mínimo estipulado pelo processo (1200 bar), portanto todos os ensaios foram aprovados.

Analisando-se as forças de arrebentamento estatisticamente, notou-se que nenhuma das combinações foi relevante para alterar significativamente os resultados encontrados.

Foi evidenciado através de análises dos diagramas de Pareto e curva normal dos efeitos padronizados que, dentre as combinações estabelecidas pelo planejamento fatorial, a única significativa para o aumento da formação dessa massa de escoamento foi o uso da corrente em seu nível máximo (19 kA) e todas as outras (pressão e projeção) em seu nível mínimo.

4. CONCLUSÃO

Esta pesquisa foi importante para o desenvolvimento de técnicas de controle de parâmetros de soldagem por Resistência e Pressão em ligas de Zircônio. Verificou-se que os parâmetros de soldagem estão intimamente ligados à capacidade que o processo tem para se manter estável. Caso apresentem-se mal ajustados, podem não apresentar danos ao produto inicialmente, mas ao longo do tempo estarão contribuindo para falhas no processo. O mais importante é encontrar condições ideais de operação de processo e controlas essas interações a fim de otimizar a produção.

Estipulou-se como resposta para esta análise a formação da área da massa de escoamento, essa massa confere resistência mecânica ao material, sendo assim um indicativo de uma solda de boa qualidade. Sem a formação desse escoamento com a antiga linha de união entre as peças a resistência da solda cai a limites abaixo do especificado tendo o rompimento no ensaio de arrebentamento dentro da solda. Ainda podem-se formar defeitos associados ao excessivo aquecimento por aplicação de corrente de soldagem elevada que pode leva regiões da solda a fusão [5].

Foi utilizado como principais parâmetros corrente de solda (15 kA e 19 kA), força de compressão (2800 e 3300 bar) e projeção (0,8 mm e 1,3 mm), distribuídos em oito combinações pré-definidas pelo Planejamento Fatorial. Dito isso concluiu-se que, dentre os parâmetros testados no processo, a única característica que influenciou significativamente para o aumento da formação da massa de escoamento interna foi a corrente sem interações com as outras variáveis de entrada (pressão e projeção) em seu nível mínimo. Tal fato se explicou devido que, uma vez utilizada a corrente nessa faixa, uma quantidade maior de calor foi fornecido no processo o que alterou a viscosidade do zircaloy, ocasionando um aumento da fluidez do material para o interior do tubo.

AGRADECIMENTOS

Primeiramente agradecemos a Escola de Engenharia da UFMG pela oportunidade em poder apresentar este trabalho, ao Professor e orientador Alexandre Habibe pela orientação e apoio, ao Engenheiro

Químico João Paulo Carnaval que nos guiou para a execução deste trabalho. Um agradecimento especial a toda equipe do Laboratório de Materiais da INB, que sempre mostrou boa vontade em transmitir seus conhecimentos e esclarecer qualquer dúvida que tivesse em nosso caminho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] R. M. Lobo e A. H. P. Andrade. “Novas Linhas de Zircônio para Aplicação Nuclear”. São Paulo, (2010).

[2] V. P. Marques, J. P. Modenesi, Q. A. Bracarense. “Introdução aos Processos de Soldagem”. Belo Horizonte, Editora (2012), 51 p.

[3] M. C. C. Werkema. “Planejamento e análise de experimentos: como identificar, avaliar as principais variáveis influentes em um processo”. Belo Horizonte: Fundação Christiano Ottoni, E.E. UFMG (1996).

[4] Indústrias Nucleares do Brasil - INB. “Documentação Interna: Instrução de Inspeção -Laboratório de Materiais” (2005).

[5] F. S. Junqueira, J. R. Silva. “Development of suitable weld geometry for pressure resistance welding of the leader test assembly (LTA’s) 16NGF Fuel Assembly”. International Nuclear Atlantic Conference (2013).

Id.: EN-02

ANÁLISE DE INSTABILIDADES EM REATORES A ÁGUA FERVENTE – CÁLCULO DOS PARÂMETROS DECAY RATIO E FREQUÊNCIA NATURAL

W. A. Coloma, A. L. Costa, C. Pereira,

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Av. Antônio Carlos, nº 6627, Campus UFMG, PCA 1, CEP 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil
Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brasil
wilmer.fcpn.fis@gmail.com

Palavras-Chave: BWR, Instabilidades, *Decay Ratio*, Frequência Natural

RESUMO

Os reatores de água fervente são suscetíveis a instabilidades, provocando oscilações na potência do reator em regiões de alta potência e baixo fluxo de refrigerante. Durante o *startup* do reator existe uma probabilidade maior de que estas regiões de instabilidade estejam presentes; outra razão pode ser devido a processos transitórios em alguns parâmetros do reator. A análise da evolução temporal da potência revela um processo estável ou instável após a perturbação em um reator de água leve do tipo BWR (*Boiling Water Reactor*) – Reator de Água Fervente. Neste trabalho, o modelo de séries temporais conhecido como ARMA (*Auto Regressive Moving Average model*) foi utilizado para calcular a razão de decaimento, ou *Decay Ratio* (DR), e a frequência natural (NF) decorrentes de oscilações na potência do reator. O código Matlab foi utilizado para esta finalidade. Este documento também apresenta uma comparação dos valores calculados de DR e NF com códigos DRIA e DRAT desenvolvidos pela Universidade da Pensilvânia.

1. INTRODUÇÃO

As possíveis instabilidades em reatores do tipo BWR são um problema de segurança porque a grande flutuação na potência localizada poderia violar as margens térmicas e comprometer a integridade do combustível. Existe ampla investigação relacionada com os esforços para compreender as razões para o aparecimento de instabilidade em termos da física básica, identificando as causas e os acoplamentos mecânicos entre os distintos parâmetros do sistema. Modelos de sistemas não lineares podem ser utilizados para prever esses acoplamentos como pode ser verificado, por exemplo, em [1]. Outro método para prever as instabilidades, conceitualmente combinado com o primeiro, se refere ao cálculo do parâmetro de estabilidade numérico, que é conhecido como razão de decaimento (*Decay Ratio* - DR). O terceiro, e indiscutivelmente mais importante, refere-se à determinação quantitativa real de DR, através de monitoramento do fluxo neutrônico medido no núcleo. Na sua forma mais simples, DR é definido como a razão entre dois máximos consecutivos da função de autocorrelação do sinal do fluxo neutrônico.

Neste documento, o código de análise termo-hidráulica RELAP5/MOD3.3 [2] e o código de cinética neutrônica PARCS/2.4 [3] foram usados para a simulação de um evento transitório de instabilidade conhecido como perturbação de pressão, caracterizado pelo aumento abrupto da pressão no vaso reator (pico de pressão) a partir da parada de uma das turbinas, descrito em [4]. No experimento do evento transitório, a magnitude do pulso de pressão escolhido foi aproximadamente de 0,22 MPa, que deu uma

boa resposta do sinal do fluxo neutrônico e não causou dificuldades durante o teste. Então, considera-se uma pequena perturbação de pressão, identificado como ponto de operação PT3 [4], cujos principais parâmetros são mostrados na Tab. 1.

Tab. 1. Condições de teste PT3.

Potência		**Vazão (entrada do núcleo)**		**Entalpia (entrada do núcleo)**	**Pressão (entrada do núcleo)**
59.2%	1948MW	5216.4kg/s	40.4 %	1184.6 kJ/kg	7.10 Mpa

2. RAZÃO DE DECAIMENTO (DR)

O comportamento dinâmico de um núcleo BWR na região estável, ou seja, quando o comportamento do ciclo limite não pode ser observado, muitas vezes é descrito como um sistema de segunda ordem. Isto significa que as flutuações do $y_{(t)}$ obedecem a uma equação de segundo grau impulsadas por uma força aleatória $f_{(t)}$ como:

$$\ddot{y}_{(t)} + 2\sigma\dot{y}_{(t)} + \omega^2 y_{(t)} = f_{(t)} \tag{1}$$

Onde ω é a frequência angular e σ é a constante de amortecimento
A solução homogênea para um amortecimento pequeno é:

$$y_{(t)} = Ae^{-\sigma t}\sin(\omega t + \phi) \tag{2}$$

O parâmetro DR de um sistema oscilatório, na sua forma mais simples, é definido como a razão entre dois máximos consecutivos do sinal (ver Fig. 1). Para os sistemas de segunda ordem deste parâmetro, DR é constante [5], e é dado por:

$$DR = \frac{A_2}{A_1} = \frac{A_3}{A_2} = \frac{A_4}{A_3} \tag{3}$$

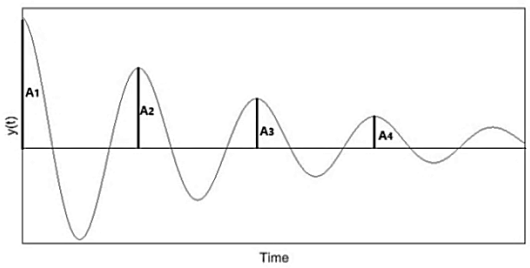


Fig. 1. Definição de DR.

A definição acima, também pode ser escrita como se segue:

$$DR = \frac{y_{(T)}}{y_{(0)}} = \frac{Ae^{-\sigma T}\sin(\omega T + \phi)}{Ae^{-\sigma 0}\sin(\omega 0 + \phi)} = \frac{Ae^{-\sigma T}\sin\left(\frac{2\pi}{T}T + \phi\right)}{A\sin(\phi)}$$

$$DR = e^{-2\pi\frac{\sigma}{\omega}} \tag{4}$$

Para os sistemas de segunda ordem, todas as igualdades da equação 3 coincidem, mas para sistemas de ordem superior os polos não coincidem.

A obtenção desse parâmetro ajuda-nos a estudar a estabilidade do sistema devido às seguintes características : Se o DR < 1, o sistema é estável assintoticamente (caso da Fig. 1), se o DR = 1, o sistema é criticamente estável, se o DR> 1, o sistema é instável.

2.1. Modelo DR de Tempo Discreto

Os polos de um sistema de segunda ordem da função de transferência são [6]:

$$z = -\sigma + \omega \mathrm{i} \tag{5}$$

Temos uma conexão entre os polos contínuos e discretos da seguinte forma:

$$Z_i = e^{z_i \Delta t} \quad i = 1,2,3,4 \ldots\ldots \tag{6}$$

sendo que os polos de tempo discretos podem ser simplificadas como se segue.

$$Z = e^{-\sigma \Delta t} e^{\omega \mathrm{i} \Delta t}$$

Onde

$$\begin{cases} r = e^{-\sigma \Delta t} \\ \varphi = \omega \Delta t \end{cases} \rightarrow \quad Z = r e^{\varphi \mathrm{i}} \tag{7}$$

E, finalmente, DR e NF são obtidos substituindo a equação 7 em 4

$$DR = e^{2\pi \frac{\mathrm{Re}(z)}{|\mathrm{Im}(z)|}} \quad \text{e} \quad \mathrm{NF} = \frac{\mathrm{Im}(z)}{2\pi} \tag{8}$$

Esta é a expressão para o fator da razão de decaimento no caso de tempo discreto [6].

2.2. Auto Regressive Moving Average – ARMA (p,q)

Um modelo autoregressivo de média móvel para um processo estacionário pode ser definido como:

$$y_i = \sum_{k=1}^{p} a_k y_{i-k} + \varepsilon_i - \sum_{\mu=1}^{q} b_\mu \varepsilon_{i-\mu} \tag{9}$$

Onde ε_t é um processo de ruído branco normalizado. Esta equação relaciona as medidas da saída e da sequência de entrada.

A função de autocorrelação do processo com uma sinal de dados finito é:

$$r_y(m) = \frac{1}{N-m} \sum_{k=1}^{N-m} y(k-m) y(k) \qquad 0 \le m \le N-1 \tag{10}$$

Onde $r_y(-m) = r_y(m)$

É fácil conseguir a seguinte relação entre os elementos de auto correlação AR (p) [7]:

$$r_y(n) + \sum_{k=1}^{p} a_k r_y(n-k) = \begin{cases} |b_0|^2 & , n = 0 \\ 0 & , n \ge 1 \end{cases} \tag{11}$$

ou de forma mais compacta onde a, r e $\boldsymbol{R}$ são matrizes

$$a = -(\boldsymbol{R}^{-1}) r \tag{12}$$

onde $a_k \; k = 1, \ldots, p$, são os coeficientes autorregressivos e os b_μ, $\mu = 1, \ldots, q$ são os coeficientes de média móvel. Para ver a relação entre a análise de frequência no domínio do tempo, fazemos a transformada Z em ambos lados da expressão ARMA (p, q).

$$\tilde{y}_i = \sum_{k=1}^{p} a_k z^{-k} \tilde{y}_{i-k} + \tilde{\varepsilon}_i - \sum_{\mu=1}^{q} b_\mu z^{-\mu} \tilde{\varepsilon}_{i-\mu} \tag{13}$$

Então, a função de transferência do sistema será [8].

$$H_{(z)} = \frac{\tilde{y}}{\tilde{\varepsilon}} = \frac{1 - \sum_{\mu=1}^{q} b_\mu z^{-\mu}}{1 - \sum_{k=1}^{p} a_k z^{-k}} \tag{14}$$

Existem vários métodos para encontrar as ordens de p e q [12]; uma vez que os valores dos coeficientes são determinados, DR é obtido a partir dos polos dominantes da equação:

$$1 - \sum_{k=1}^{p} a_k z^{-k} = 0 \tag{15}$$

3. ESTIMATIVA DE ORDEM DO MODELO

O processo de ajustamento de um modelo ARMA de uma série de tempo envolve duas tarefas distintas: (1) a estimativa dos parâmetros do modelo $\{a_k\}$ e $\{b_\mu\}$; e (2) a determinação da ordem do modelo p e q. Em contraste com a simples estimativa modelo AR, a estimativa de parâmetros para os modelos ARMA é uma tarefa complexa [3]. O princípio da estimativa dos parâmetros ARMA é a minimização dos erros de predição, ou resíduos estatísticos. Para uma processo ARMA, existe uma relação linear entre o erro de predição E e y_k [$\varepsilon_k = b\,(q^{-1})\,a\,(q) y_k$]. Portanto, precisamos de um método numérico recursivo para estimar o coeficiente do vetor $\{a_k\}$ e $\{b_\mu\}$.
A estimativa da ordem do modelo é o ponto crucial da metodologia de identificação do sistema. A ordem do modelo pode ser determinada, por exemplo, sobre a base da chamada "Akaike Information Criterion" (AIC). Esta por sua vez é baseada na minimização do erro de predição, que é proporcional à soma dos quadrados dos desvios da série de tempo original e o previsto. Por conseguinte, o modelo depende do nível de ruído (aumenta com aumento no nível de ruído) [7].

4. METODOLOGIA DA ANÁLISE

Neste trabalho, o código termo-hidráulico RELAP5 e o código neutrônico PARCS 3D foram utilizados de uma forma acoplada para efetuar a simulação do transitório de perturbação de pressão. Detalhes do modelo podem ser verificados em publicações passadas [10].

Um programa foi desenvolvido com o código Matlab para calcular DR e NF gerado por este transitório. Matlab foi utilizado por possuir muitas ferramentas que ajudam na obtenção de algumas variáveis desejadas. A metodologia usada foi a seguinte:
i. Um programa para ler os dados de saída do Relap5, e fazer gráficos dos correlogramas (gráficos da função de auto correlação) [12] para estimar a ordem do modelo ARMA foi desenvolvido.
ii. Em muitos casos, os correlogramas não são muito claros para estimar a ordem do modelo e, por essa razão foi desenvolvido um algoritmo (bestarma.m) que calcula a melhor estimativa da ordem de ARMA. Este código é construído de acordo com o método AIC que foi visto na seção 3.
iii. Uma vez obtida a ordem de ARMA, os coeficientes a_k e b_μ são calculados (ver Eq. 15); para isso, a ferramenta de Matlab conhecida como ARMAX foi usada [11]; esta ferramenta utiliza os dados de entrada e ordem do modelo ARMA para gerar a função de transferência do sinal.
iv. Depois de obter a função de transferência, os polos "Z" da função são calculados e finalmente são substituídos na Eq. 10.

Todos estes passos foram incluídos em um só script (DRARMA.m), que calcula os parâmetros DR e NF.

5. RESULTADOS

O resultado do transitório de perturbação de pressão (PP) para o ponto de operação PT3 é apresentado na Fig. 6. A perturbação começa no tempo de 60,5 s. O processo apresenta uma diminuição rápida na oscilação de amplitude da potência, e depois de cerca de 43,0 s a oscilação é terminada atingindo novamente o estado estacionário de operação. O sistema apresenta uma boa estabilidade ao transiente PP. Após a perturbação, a potência, e os outros parâmetros retornam aos valores de estado estacionário.

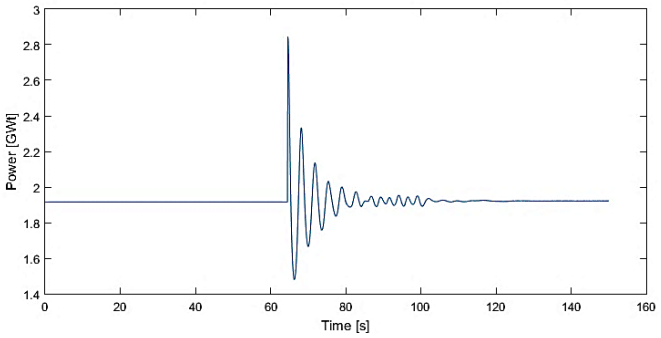


Fig. 6. Comportamento da potência ao longo do tempo, após transitório de PP.

5.1. Determinação de DR e NF

O programa desenvolvido, DRARMA.m, foi utilizado para calcular DR e NF do evento transitório PP. Os resultados são mostrados na Tab. 2 e comparados com outros dois programas na Tab. 3, bem como com os dados experimentais disponíveis em [4].

Tab. 2. Resultados obtidos para DR e NF utilizando o programa DRARMA.m

Polo dominante	Decay Ratio	Natural Frequency
Z = 0.9416 + 0.1685i	DR = 0.3261	NF = 0.285 Hz

Comparando os resultados obtidos com os resultados encontrados em [10] onde foram usados os códigos ADRI e DRAT, na Tab. 3, verificamos que todos os valores de DR calculados concordam com os dados experimentais. Os valores calculados de NF, embora estejam em bom acordo entre eles, são subestimados em relação ao dado experimental.

Tab. 3. DR e NF calculados em comparação com dados experimentais para PT3.

Dados experimentais [4]			**ADRI [10]**		**DRAT [10]**		**DRARMA**	
LFST	DR	NF [Hz]	DR	NF [Hz]	DR	NF [Hz]	DR	NF [Hz]
PT3	0.344	0.437	0.454	0.289	0.467	0.275	0.326	0.285

6. CONCLUSÕES

O evento transitório permitiu analisar os parâmetros da estabilidade de DR e NF de um reator BWR. O transiente consistiu de uma mudança abrupta de pressão da turbina do reator usando um modelo de códigos acoplados para simular o transitório. Esta perturbação evidente gera uma variação do comportamento das variáveis do reator, como a potência, temperatura, fração de vazio e vazão.

Um método de auto-regressão, particularmente o modelo ARMA (q,p), foi usado para estimar os parâmetros de oscilação da potência. Os resultados para DR foram bastante próximos em comparação com os valores obtidos experimentalmente. O erro obtido com o código DRAMAR é de 5.2%, ficando mais próximo do valor experimental do que os cálculos obtidos com os programas ADRI e DRAT. O método de autoregressão tem uma aplicação importante no monitoramento da estabilidade do reator BWR, sendo que este modelo permite a análise de DR em tempo real e também pode ser empregado para prever valores futuros de acordo com o andamento da evolução temporal de potência.

AGRADECIMENTOS

Os autores gostariam de agradecer à Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES), à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG), e ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) pelo suporte.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] M. Leuba, et al., “Nonlinear dynamics and stability of boiling water reactors: part 1—qualitative analysis,” Nuclear Science and Engineering, vol. 93, no. 2, pp. 111–123 (1986).

[2] The RELAP5-3D© Code Development Team, “RELAP5-3D© Code Manuals”, INEEL-EXT-98-00834, Idaho National Laboratory, USA (2009).

[3] D. Barber and A. Joo, Code Based on the Nonlinear Analytic Nodal Method, PARCS: A Multi-dimensional Two-group Reactor Kinetics. Purdue University, School of Nuclear Engineering (1998).

[4] L. A. Carmichael and R. O. Niemi, “Transient and stability tests at peach bottom atomic power station unit 2 at end of cycle 2,” EPRI Report NP-56 (1978).

[5] J. Leuba and C. M. Smith, “Fourth Specialists Meeting on Reactor Noise Development of an automated diagnostic system for boiling water reactor stability measurements”, Progress in Nuclear Energy, Vol. 15, pp. 27–35 (1985).

[6] M. Furuya, “Experimental and Analytical Modeling of Natural Circulation and Forced Circulation BWRs: Thermal-hydraulic, Core-wide, and Regional Stability Phenomena”, Tese, Institutional Repository, Technische Universiteit Delft (2006).

[7] P. J. Brockwell and R. A. Davis, “Introduction to Time Series and Forecasting”, 1ª ed., Springer, New York (2002).

[8] K. Kishida, "Autoregressive model analysis and decay ratio", Annals of Nuclear Energy, Vol. 17, pp. 157–160 (1990).

[10] A. L. Costa et al., "Analyses of pressure perturbation events in boiling water reactor ", Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, pp. 1199-1215 (2007).
[11] http://www.mathworks.com/help/ident/ref/armax.html
[12] http://www.icmc.usp.br/~ehlers/stemp/stemp.pdf

Id.: EN-03

THERMAL-HYDRAULIC MODELLING AND STADE STATY ANALYSIS OF A LS-VHTR REACTOR

M. C. Ramos, A. L. Costa, M. A. F. Veloso, C. Pereira

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia
Av. Antônio Carlos CEP 131270-901 Belo Horizonte, MG, Brasil

Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brazil

marc5663@gmail.com

Palavras-Chave: LS-VHTR, RELAP5-3D

ABSTRACT

The Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor (LS-VHTR) is a liquid salt cooled and TRISO fueled reactor, which presents very good features in terms of power production and safety aspects. The advantage of using liquid salt as coolant is mainly related with its high efficiency of heat transfer and operation at low pressures. This work evaluates the thermal hydraulic performance of the heat removal system and the reactor core, in steady state conditions as well as during accidental transients, starting from the single channel level and concluding with the full core model. The LS-VHTR is a new reactor concept that introduces some different features in relation to other nuclear reactors. In this way, a thermal modeling of this reactor has been developed using the RELAP5-3D code using a point kinetic model. A modeling with three channels has been presented. The core coolant temperature increase, the core coolant mass flow and the pressure along the core were simulated and presented in good agreement with the expected behavior

1. INTRODUCTION

The Liquid-Salt-Cooled Very-High-Temperature Reactor (LS-VHTR) is a variant of the gas-cooled very high-temperature reactor (VHTR) concept and combines several new technology assets such as successful use of coated-particle graphite-matrix fuel in helium-cooled reactors; reactor plant and safety systems similar to that developed to the liquid-metal cooled fast reactors; low-pressure liquid-salt coolants studied and researched for liquid fuel reactors; and Brayton power cycles at high-temperatures. The LS-VHTR project goal is to provide an advanced design which offers the potential for higher power output, improved efficiency of electricity production, and higher operating temperatures leading to significant reduction in plant capital costs, as well as its use in high-temperature process heat applications that can economically produces hydrogen [1].

The LS-VHTR core uses coated-particle graphite-matrix fuel have uranium oxycarbide fuel kernels which is coated with multiple layers of pyrolytic carbon and silicon carbide to form a microsphere of 0.8 mm diameter that prevents release of radionuclides at very high temperatures. These microspheres fuel are frequently referred to as “TRISO” fuel and are incorporated into a graphite-matrix fuel compact, which,

in turn is loaded into a hexagonal fuel block, which provides more control of the fuel and coolant volume fractions and geometry. Fig. 1 shows the TRISO fuel and a typical fuel compact and prismatic graphite block, which is the fuel assembly shape utilized in the LS-VHTR.

A total of 265 columns of fuel blocks are assembled into a cylindrical geometry with nonfueled graphite reflector blocks filling in the region between the outer diameter of the core and the reactor vessel. Fig. 1 provides a plan view of the core and reflector geometry. This cylindrical shape improved neutron economy, heat transfer, transport of liquid coolant and increase the total power output compared with the VHTR gas-cooled. LS-VHTR uses a closed primary cooled loop immersed in a tank containing a separate buffer salt. This design allows the use of a better salt in the primary coolant loop, that is, a salt that have better coolant properties but is not so good financially [2].

The advantages of using liquid salt as coolant is mainly related with its high efficiency for heat transfer, operation at low pressures, high volumetric heat capacity compared to gas and sodium, possible optical inspection and low corrosion rate. A drawback aspect of liquid salts is the high melting temperature (between 350^0C and 450^0C), however, since the reactor operates at high temperature, this is not a problem. The salt used for coolant is called Flibe (66% LiF and 34% BeF_2). The Flibe has a small neutron cross section, which makes it relatively transparent to neutrons [3].

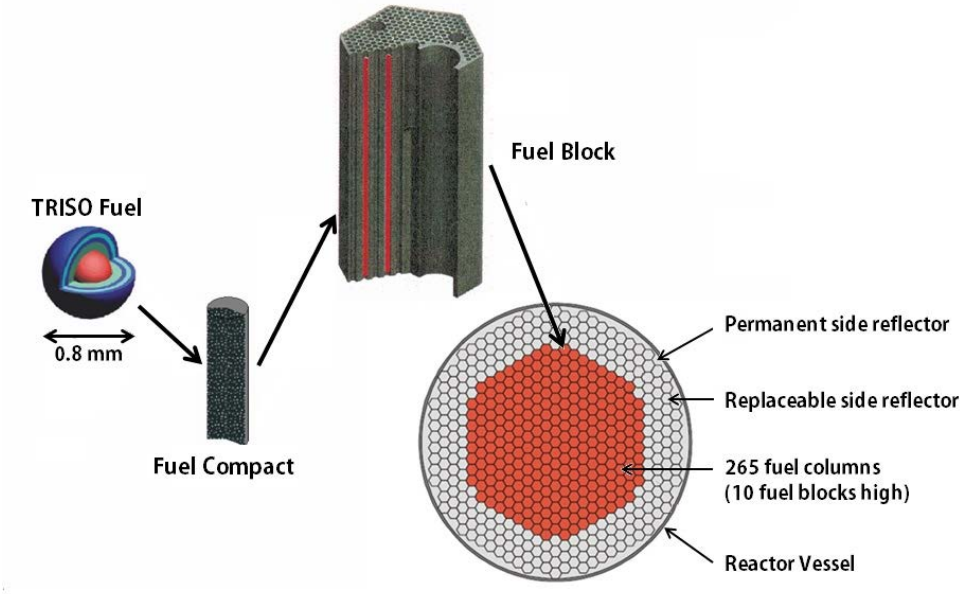


Fig.1. Design of the LS-VHTR core.

2. METHODOLOGY

In this study the baseline fuel block design considered is the same as that considered in the work of Davis and Hawkes, 2006. Each fuel block consists of a hexagonal element of 216 fuel channels, with diameter of 12.7 mm, 108 coolant channels with diameter 9.53 mm and a fuel handling hole. The flat-to-flat distance of the block is 360.0 mm and the channel pitch is 18.8 mm. The baseline block is shown in Fig. 2. The geometrical parameters used in this study are presented in Tab. 1 [2].

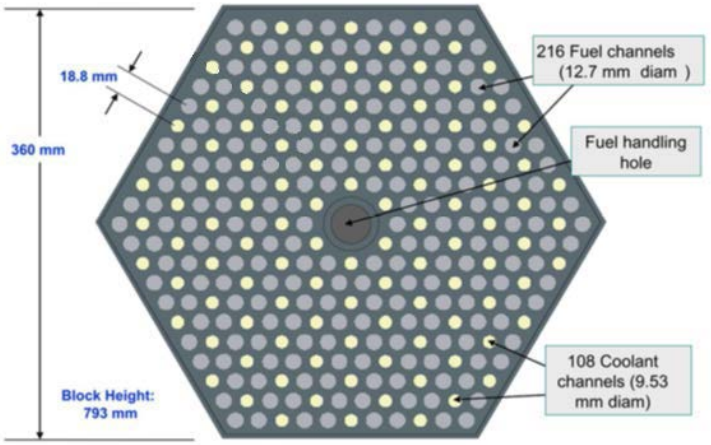


Fig. 2. The LS-VHTR block.

Tab. 1. Geometrical parameters of the LS-VHTR [2]

Parameter	**Value**
Coolant channel diameter	9.53 mm
Fuel compact diameter	12.45 mm
Fuel channel diameter	12.7 mm
Fuel channel pitch	18.8 mm
Number of coolant channels per block	108
Number of fuel channels per block	216
Number of fuel columns	265
Flat-to-flat distance of hexagonal blocks	360 mm
Gap between hexagonal blocks	1.0 mm
Heated length	7.93 m

An initial thermal analysis of the LS-VHTR was performed in a previous work [4] where the simulation of only one unit cell was considered in the RELAP5-3D code. Each unit cell, represented as a part of the hexagonal fuel block, was modeled to represent one coolant channel, filled with Flibe, and two fuel channels, with two gaps, immersed in graphite moderator matrix [4]. In the present work, a thermal modeling by this reactor has been developed using the RELAP5-3D code using a point kinetic model. The core inlet and outlet coolant temperatures, the coolant mass flow, pressure drop and the temperatures along the core were simulated. The results have been compared with the available data. The developed model demonstrated that the RELAP5-3D is capable of reproduce the thermal behavior of the LS-VHTR in steady state operation.

RELAP5-3D code can employ a variety of coolants in addition to water, the original coolant employed in early versions of the code. Liquid metals (sodium, potassium, NaK, lithium, Flibe) and cryogenic fluids (hydrogen, helium, nitrogen) are some of the available coolants [5]. In this way, the RELAP5-3D can appropriately simulate high temperature reactors. The RELAP5 code versions were originally designed to simulate light water reactors (LWR). The hydrodynamic model is a two-fluid model for flow of a two-phase steam-water mixture that allows non condensable components as, for example, helium, in the steam

phase and/or a soluble component in the water phase. In this way, it is possible to use RELAP5 with only helium and no steam, as in the case of a HTR simulation.

In this way, the LS-VHTR core has been modeled using the RELAP5-3D code. In the developed model, 3 thermal hydraulic channels represent three regions across the core as shown in Fig. 3. The inner region groups the rings 1, 2, 3 and 4. The rings 5, 6, 7 and 8 constitute the middle region. The outer region is composed of the two outer rows of fuel assemblies; rings 9 and 10. A summary of the characteristics of the groups is given in Tab. 2.

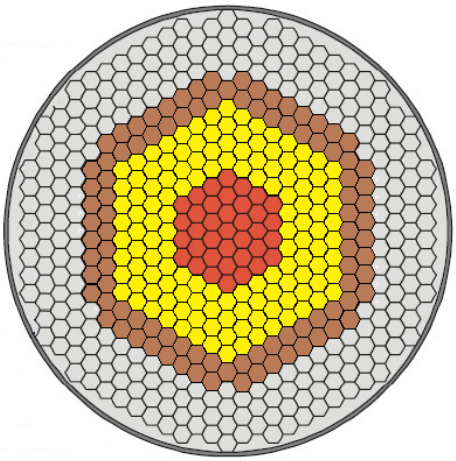


Fig. 3. Inner, middle, and outer region of the LS-VHTR core.

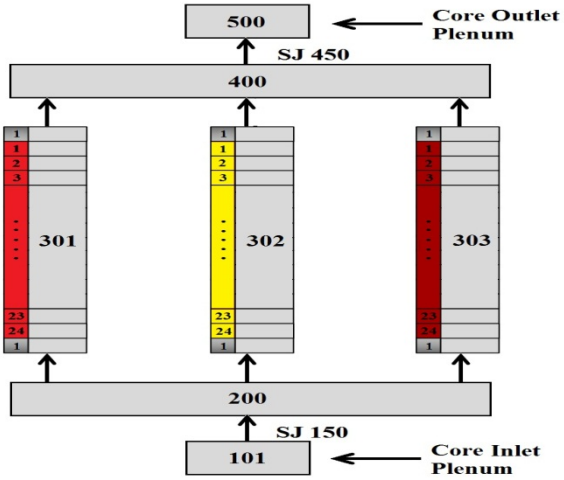


Fig. 4. LS-VHTR core reactor modeled in the RELAP5-3D.

Tab. 2. Description of the model core regions.

	Group 1	**Group 2**	**Group 3**
Number of assemblies in the region	37	132	96
Fraction of total number of assemblies	14 %	50 %	36 %
Power generated by the region	447.2 MW	1277.8 MW	674.1 MW
Fraction of total power	18.6 %	53.2 %	28.1 %
Peak to average radial factor	1.33	1.07	0.78

The complete core model is illustrated in Fig. 4. The coolant channels were represented by the component of the type pipe and were divided in 24 axial volumes of 0.3304 m corresponding to the active length of 7.93 m. Two time dependent volumes, 101 and 500, represent, respectively, the inlet and outlet core plenum. The components 450 and 150 are single junctions and the pipes from 301 up to 303 represent the coolant channels.

The Heat Structure (HS) simulate the power source of each channel and they were divided axially according to the same quantity of the thermal channel volumes. All HS have 12 radial meshes, being 6 intervals to the fuel region, 1 interval for the helium gap and 4 intervals representing the graphite region. The thermodynamics properties of the $LiF\text{-}BeF_2$ were selected to perform the calculations. The point kinetics option was used in the calculations, the data of volumetric heat capacity and heat transfer

coefficient of the standard fuel compact, the helium in the gap and the graphite were considered. The initial conditions used to simulate the core are shown in Tab. 3.

Tab. 3. Initial conditions for the LS-VHTR [2].

Parameter	Value
Core total power	2400 MW
Core mass flow rate	10,264 kg/s
Core inlet temperature	900 °C
Core outlet temperature	1000 °C
Core pressure drop	0.211 MPa

The radial power distribution profile used in this work was calculated by ORNL [1] and is shown in Fig. 5. This distribution was generated using Monte Carlo code MCNP4C or a 10-ring core model. The axial power profile chosen is based on a profile used by ORNL to model the LS-VHTR [2].This axial power distribution profile is used to calculate the heat transferred to the coolant channels in each axial segment of the pipes modeling the core reactor, an internal source multiplier value was specified for each axial segment of the three heat structures modeling the fuel channels of the three rings of the core. These values are multiplied by the total power to obtain the power generated in the heat structure [6]. These values are shown in Fig. 6.

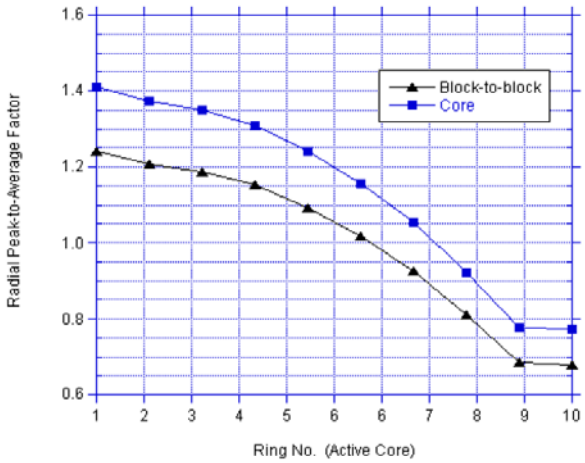


Fig. 5. Radial power profile for the 10-ring ORNL LS-VHTR.

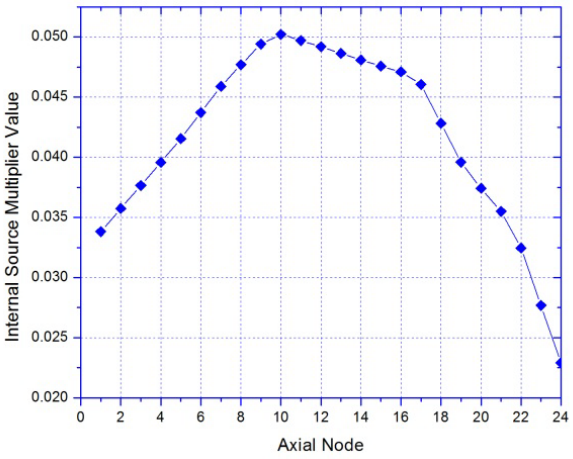


Fig. 6. Internal source multiplier value.

3. RESULTS

The calculated average temperature along the heat structure 302 is shown in the Fig. 7. Each point represents an axial node of the structure, from 1 up to 24 (1 is the bottom and 24 is the top). The temperature of each point is the average radial temperature of the corresponding axial node in the structure. In Fig. 8, the temperature distribution for each axial and radial node of the heat structure 302 is plotted, the inner region is fuel (1 to 6 radial node), middle region is helium (only 7 radial node) and outer region is graphite (8 to 12 radial node).

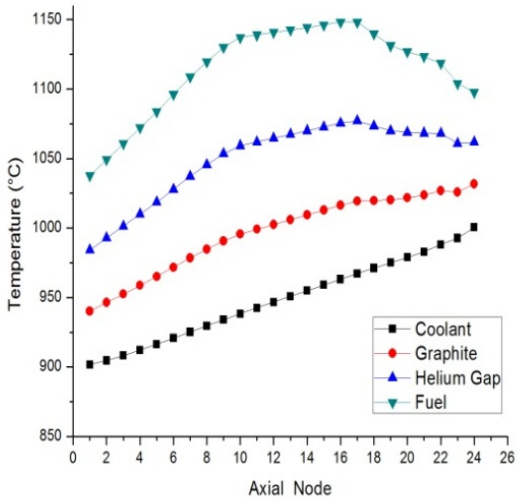


Fig. 7. Mean axial heat structure temperature along the high.

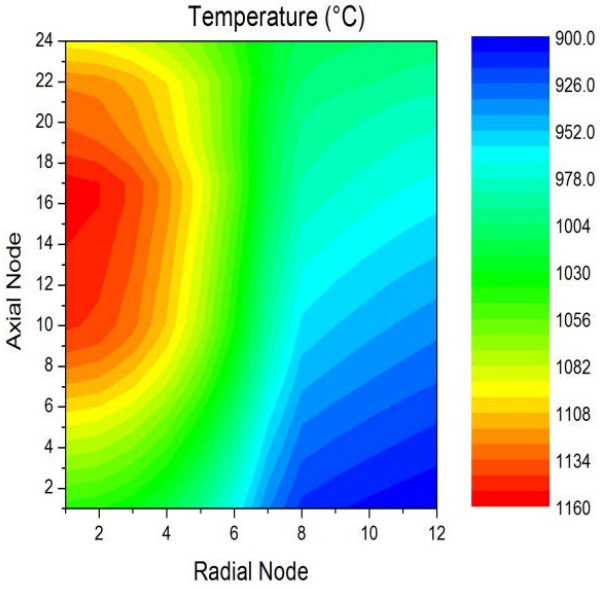


Fig. 8. Temperature distribution of the heat structure 302.

Fig. 9 shows the inlet and outlet core pressure**.** The calculated pressure along the thermal hydraulic channels is shown in the Fig. 10. Each point represents an axial node of the structure, from 1 up to 24. The pressure decreases along the channel reaching minimum value in the axial node 24, as the expected behavior. The pressure drop obtained by the calculation in this work is 0.18 MPa, which is very close to the pressure drop from the reference data (0.21 MPa as shown in Tab. 3). This difference may be due to the configuration the heat structure.

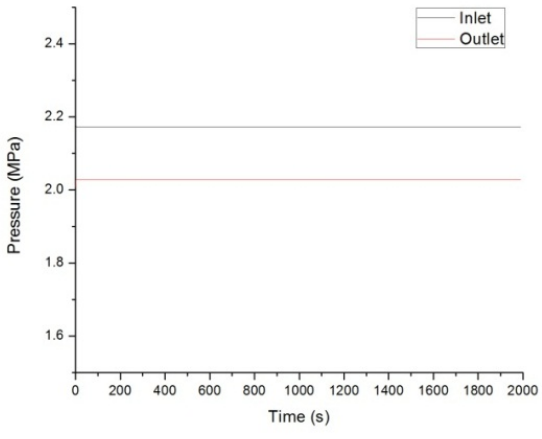


Fig. 9. Pressure drop along the core reactor.

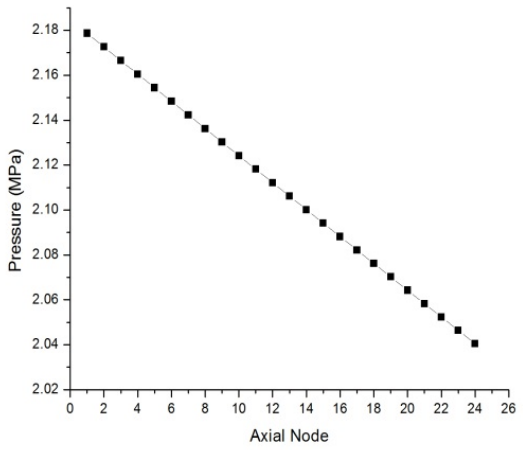


Fig. 10. Pressure distribution of the heat structure.

4. CONCLUSIONS

Core thermal analysis of the LS-VHTR reactor has been performed in this study using the RELAP5-3D code. Then, simulations of thermal parameters of the reactor cooled by liquid Li2BeF4 (Flibe) salt presented similar behaviour in relation to those of the reference presented in Tab. 3.

ACKNOWLEDGMENTS

The authors are grateful to the Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES), the Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG), and the Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) for the support. Thanks also to Idaho National Laboratory (INL) for the license to use the RELAP5-3D computer software.

REFERENCES

[1] D. T. Ingersoll et al., Status of Physics and Safety Analyses for the Liquid Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor (LS-VHTR), ORNL/TM-2005/218, Tennessee, USA (2005).

[2] D. T. Ingersoll et al., Trade Studies for the Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor: Fiscal Year 2006 Progress Report, ORNL/TM-2006/140, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, USA (2007).

[3] C.B. Davis and G. L. Hawkes, “Thermal-Hydraulic Analyses of the LS-VHTR”, Proceedings of ICAPP 2006, Reno, Nevada, USA (2006).

[4] M. E. Scari et al., “Thermal hydraulic modeling of the LS-VHTR”, Proceedings of the 2013 International Nuclear Atlantic Conference INAC 2013, Recife, Brazil (2013).

[5] A. L. Qualls and T. L. Wilson, “Dynamic System Model of LS-VHTR to Estimate Design Parameter Impacts on Safety Margin and Reactor Economics”, Proceedings of ICAPP 2006, Reno, Nevada, USA (2006).

[6] The RELAP5-3D© Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manuals, INEEL-EXT-98-00834, Idaho National Laboratory (2009).

[7] P. E. MacDonald, NGNP Preliminary Point Design Results of the Initial Neutronics and Thermal-Hydraulic Assessments, INEEL/EXT-03-00870, Idaho, USA (2005).

Id.: EN-04

ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO REATOR HTTR UTILIZANDO O CÓDIGO RELAP5

M. E. Scari, A. L. Costa, C. Pereira, M. A. F. Veloso, P. A L. Reis, M. C. Ramos

Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antonio Carlos, nº 6627, Campus UFMG, PCA 1, CEP 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil
melizabethscari@yahoo.com

Palavras-Chave: HTTR, RELAP5, termo-hidraúlica

RESUMO

Um modelo termo-hidraúlico do HTTR (High Temperature Enginneering Test Reactor), Reator de Teste de Alta Temperatura foi desenvolvido utilizando o código RELAP5. O HTTR é um reator desenvolvido, construído e operado pelo JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) - Instituto de Pesquisa em Energia Atômica do Japão. Sua construção começou em março de 1991 e terminou em maio de 1996. Sua primeira operação em potência total ocorreu em dezembro de 2001. Sua potência máxima é de 30 MW. É um reator de alta temperatura, resfriado a gás (Hélio) e moderado a grafite. O seu combustível consiste de esferas de UO_2 enriquecido, de 3,4 a 9,9 %, com 0,6 mm de diâmetro (kernels). Estas esferas são revestidas com carbono formando esferas de 0,92 mm de diâmetro e são compactadas em cilindros de grafite com diversos enriquecimentos colocados em arranjos verticais formando as barras de combustível. Estas barras por sua vez são inseridas em blocos hexagonais de grafite, existindo entre cada barra e o bloco um espaço no qual o refrigerante circula. Existem blocos com 33 e com 31 barras de combustível. Estes blocos possuem quatro tipos de enriquecimento diferentes, formando quatro áreas distintas no núcleo do reator. O HTTR possui 30 destes blocos. Neste trabalho foi realizada uma simulação do núcleo do HTTR utilizando o código de análise termo-hidráulica RELAP5. Os cálculos foram feitos utilizando-se o modelo de cinética pontual. Foram obtidas as temperaturas de entrada e saída do refrigerante, sua vazão, a queda de pressão através do núcleo e também as temperaturas do combustível. Os resultados foram comparados com os dados existentes na literatura. Demonstrou-se que o RELAP5 é capaz de reproduzir o comportamento termo-hidráulico do HTTR em estado estacionário.

1. INTRODUÇÃO

A Fig. 1A mostra um esquema do vaso de pressão do HTTR. A área vermelha no centro mostra onde estão localizados os blocos de grafite com varetas de combustível. A área amarela é formada pelos blocos de grafite. No núcleo do HTTR existem 30 colunas de combustível, 12 colunas de refletores substituíveis e 19 colunas de barras de controle [1]. A Fig. 1B mostra a distribuição das colunas no núcleo do reator. As colunas das zonas 1 e 2 possuem 33 varetas de combustível. As colunas das zonas 3 e 4 possuem 31 varetas de combustível. O combustível do HTTR é formado por pequenas esferas de UO_2 enriquecido, com 0,60 mm de diâmetro. Estas pequenas esferas são chamadas *kernels*. As *kernels* são cobertas por quatro camadas de três materiais isotrópicos, formando uma esfera de 0,92 mm de diâmetro, as TRISO (Tristructural-isotropic). As TRISO são compactadas em pequenos cilindros ocos de grafite que chamamos de compacto de combustível. Os compactos são formados por TRISO contendo UO_2 com 12 diferentes enriquecimentos, variando entre 3,4 a 9,9 wt.% [2]. Catorze destes compactos formam arranjos verticais que são as varetas de combustível. Estas varetas são inseridas em blocos hexagonais de grafite

de 580 mm de comprimento e distância de 360 mm entre as faces planas. Cinco destes blocos empilhados verticalmente formam uma coluna de combustível. No HTTR existem blocos com 33 e 31 varetas de combustível. A Fig. 1C ilustra estes elementos [1].

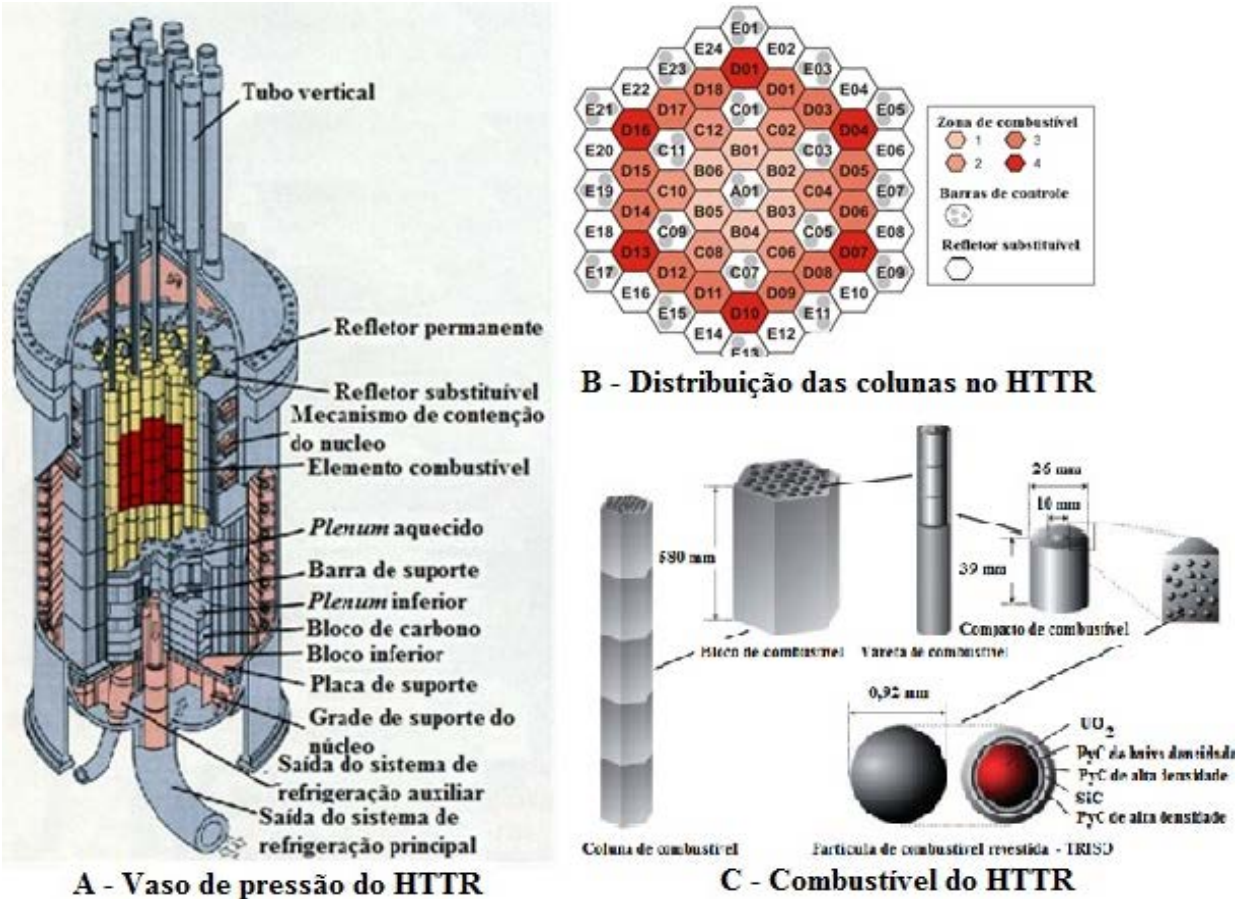


Fig. 1. Configuração do HTTR [1].

2. METODOLOGIA

Utilizou-se o RELAP-3D versão 3.0 para fazer as simulações. Foi utilizado o modelo de ponto cinético. Como o RELAP5 foi inicialmente criado para simular LWR, o seu modelo hidrodinâmico original utiliza dois fluídos, para permitir a mistura de água e vapor. O hélio, no HTTR, é um gás não condensável e existe em apenas uma fase, comportando-se como um gás ideal [3]. Além de definir o cartão 110 do RELAP5 como "*helium*" definiu-se também como "*noncondensible*" [4]. Os coeficientes de perda dos canais foram ajustados para conseguir-se a vazão adequada.

No modelo utilizado na nodalização cada coluna de combustível foi representada por 3 estruturas de calor (HS) e um pipe, este, simulando os canais de refrigerante do bloco. A primeira e a terceira estrutura de calor são apenas de grafite, representando os blocos de grafite da Fig.2. A segunda estrutura de calor de cada canal possui elemento combustível e representa os cinco blocos de combustível de cada coluna. As dimensões do canal de refrigerante (pipe) dependem do bloco representado, se com 33 varetas de

combustível (zonas 1 e 2), ou 31 varetas (zonas 3 e 4). A fig. 3-x mostra a forma da HS utilizada. A quantidade de cada material é calculada para uma vareta de combustível e então multiplicada pelo número de varetas de cada bloco, no corpo da entrada do RELAP. A quantidade de grafite do bloco é dividida pelo número de varetas de combustível do bloco.

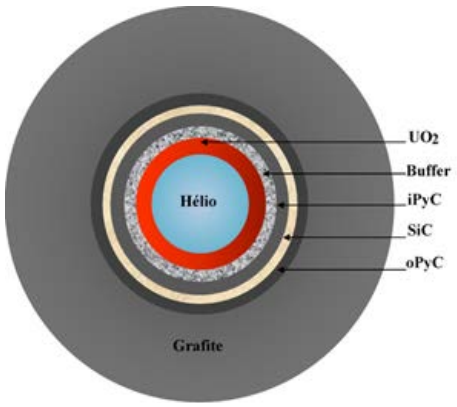


Fig. 2. Estrutura de calor utilizada na nodalização do núcleo do HTTR.

Na Tab. 1 são mostrados os *mesh points* de acordo com as camadas de material da estrutura de calor e também o raio correspondente utilizado para cada material.

Tab.1. *Mesh points* e raios de acordo com as camadas de material da HS.

	Hélio	**UO_2**	**Buffer**	**iPyC**	**SiC**	**oPyC**	**Grafite**
Mesh point	2	4	6	8	10	12	20
Raio (10^{-3} mm)	5,000	6,810	6,761	7,164	7,531	8,258	28,413 (33) 29,591 (31)

Na Fig. 3 é mostrada a nodalização do núcleo do HTTR. As colunas de combustível são representadas pelos pipes de 201 a 230 e pelas HS correspondentes, de 201 a 290. A cada pipe estão relacionadas 3 HS. Pipes de 201 a 206 possuem 33 varetas de combustível e representam a zona de combustível 1. Suas HS correspondentes são de 201 a 218. Pipes de 207 a 212 também possuem 33 varetas de combustível e correspondem à zona 2, com as HS de 219 a 236. Os pipes de números 213 a 224 representam colunas com 31 varetas de combustível (zona 3) e suas HS associadas são de número 237 a 272. Pipes de 225 a 230 também representam colunas com 31 varetas de combustível (zona 4) e estão associados às HS de 273 a 290. Os pipes são divididos em 9 volumes axiais, e as HS são divididas em 2, 5 e 2 volumes axiais, respectivamente. Cada volume axial tem uma altura de 0,58 m.

O volume dependente do tempo, Time Dependent Volume (TMDPVOL) 500 e a junção simples, Single Junction (SJ) 300 representam a entrada do refrigerante no núcleo, que chamamos de Inlet Plenum. O TMDPVOL 600 e a SJ 400 representam a saída do refrigerante do núcleo, que chamamos de Outlet Plenum. Foram realizadas simulações no modo de operação fracionado (850 ºC, 12,4 kg/s) e no modo de operação a alta temperatura (950 ºC, 10,2 kg/s) [5].

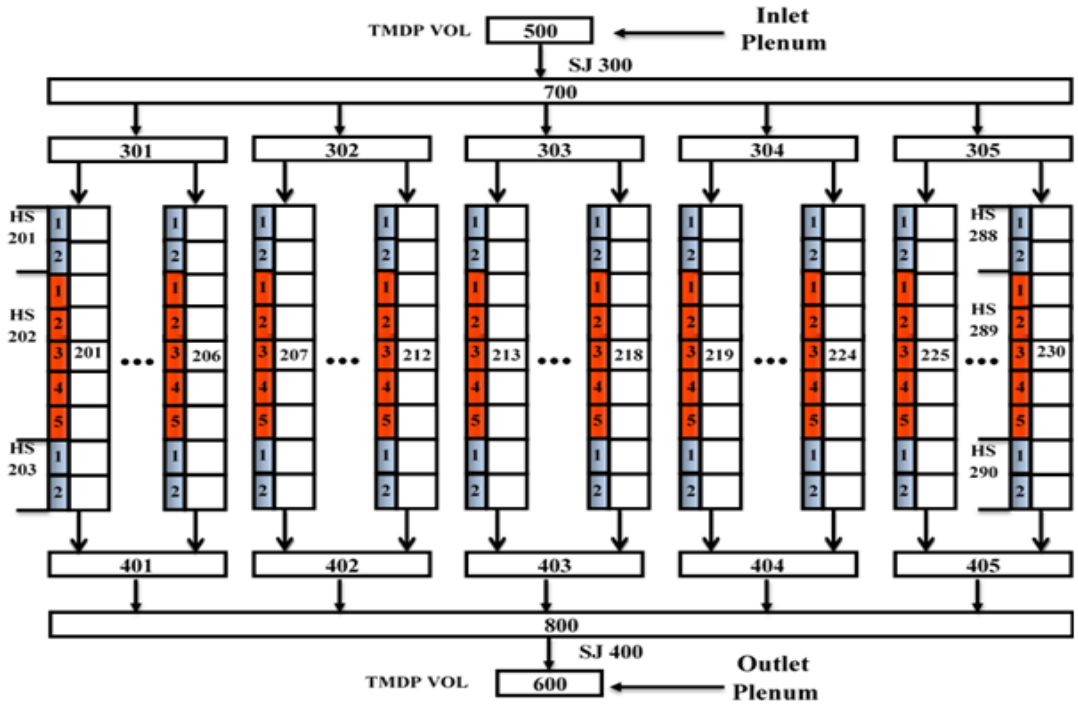


Fig. 3. Nodalização do HTTR.

3. RESULTADOS

A Fig. 4A apresenta as temperaturas de entrada e saída do refrigerante no modo estacionário para o modo de operação fracionado e para o modo de operação a alta temperatura. A temperatura de entrada é a mesma para os dois modos, 668 K. A temperatura de saída é 1126 K para o modo fracionado e 1221 K para o modo de alta temperatura. Os valores estão muito próximos aos valores fixados na literatura, 850 ºC (1123 K) e 950 ºC (1223 K) [6]. A Fig. 4B mostra a vazão do refrigerante para os dois modos. Para o modo fracionado a vazão encontrada foi de 12,7 kg/s e para o modo de alta temperatura de 10,5 kg/s. O que também está bem próximo dos valores da referência, 12,4 e 10,2 kg/s, respectivamente [6].

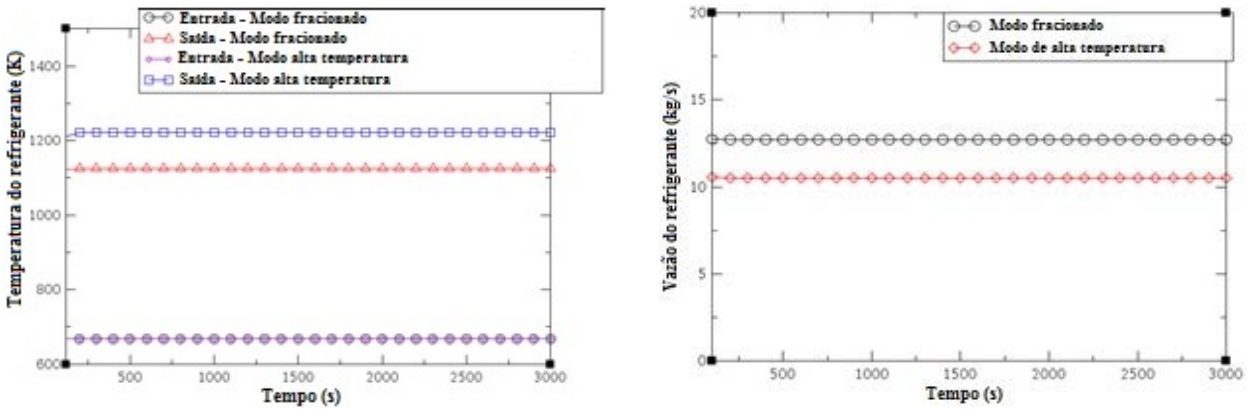
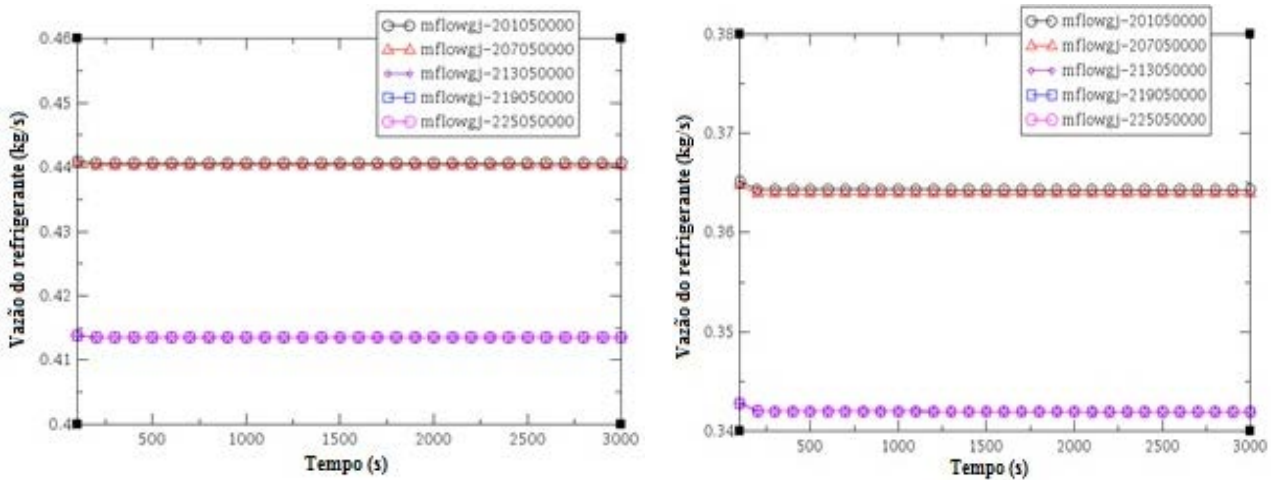


Fig. 4. Temperatura (A) e vazão (B) do refrigerante.

A Fig.5A mostra a vazão do hélio para o modo de operação fracionado nos canais 201(0,44 kg/s), 207(0,44 kg/s), 213(0,41 kg/s), 219(0,41 kg/s) e 225(0,41 kg/s). A vazão nos canais 201 a 212 e nos canais 213 a 230 é a mesma porque possuem o mesmo número de varetas de combustível (33 e 31) e possuem a mesma área de vazão. Os valores estão dentro do esperado. A Fig. 5B mostra a vazão no modo de operação de alta temperatura nos canais 201(0,36 kg/s), 207(0,36 kg/s), 213(0,34 kg/s), 219(0,34 kg/s) e 225(0,34 kg/s). Os valores também estão dentro do esperado.

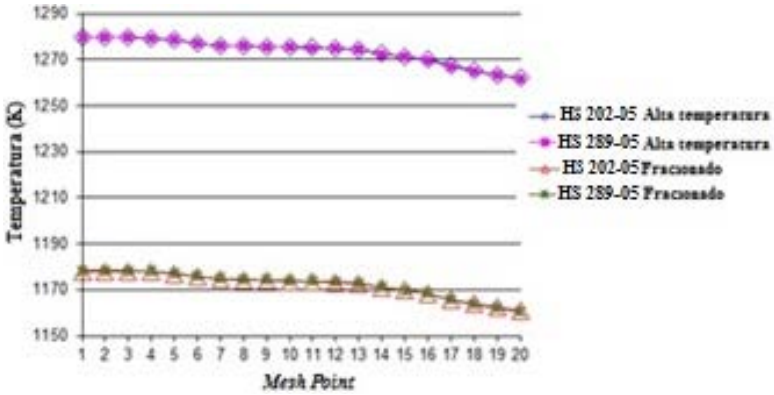


A – Modo fracionado **B – Modo de alta temperatura**

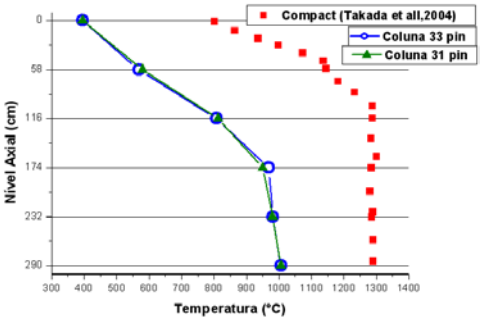
Fig. 5. Vazão do refrigerante em alguns canais para os modos fracionados (A) e de alta temperatura (B).

A Fig. 6A mostra as temperaturas nas HS 202 e HS 289 em ambos os modos de operação, de acordo com os *mesh points*, ou seja, é a distribuição radial de temperatura nas estruturas de calor. As temperaturas foram tomadas no nível axial 5 da HS, que é o nível de maior temperatura. A diferença de temperatura entre o centro da estrutura de calor, primeiro *mesh point*, e a fronteira com o refrigerante, *mesh point* 20, é pequena. 17,5 K para HS 202 e 18,1 K para a HS no modo de alta temperatura e 17,1 K e 17,6 para as mesmas HSs, respectivamente, no modo de alta temperatura. Como esperado, a temperatura é maior nos *meshes* iniciais onde está o combustível e vai caindo até o refrigerante. A temperatura é praticamente a mesma para as duas HS em cada modo, sendo a máxima atingida de 1279 K no modo de alta temperatura e 1178 K no modo fracionado.

A Fig. 6B mostra as temperaturas axiais nas estruturas de calor 202 e 289 no mesh point 4, ou seja, no combustível. Mostra também as temperaturas obtidas no modelo, comparadas com as temperaturas encontradas na literatura [7]. As temperaturas do combustível calculadas ficaram bem abaixo, daquelas simuladas no artigo comparado. A diferença de temperatura entre os valores obtidos variaram entre 400 e 300 °C.



A – distribuição radial



B- distribuição axial

Fig. 6. Distribuição radial (A) e axial de temperatura (B).

4. CONCLUSÃO

Um estudo inicial do HTTR utilizando o RELAP5 foi realizado. Os resultados apresentados foram similares ao comportamento do reator de acordo com as referências. No modo fracionado a temperatura de saída do combustível calculada apresentou um erro de 0,3 % em relação à encontrada na literatura [6], e no modo de alta temperatura o desvio foi de 0,2 %. Em relação à vazão do refrigerante, o erro foi de 2,4 % no primeiro caso e de 2,9 % no segundo. Porém, a temperatura do combustível ficou muito menor do que a encontrada em [7]. Observou-se que a temperatura manteve-se praticamente constante do combustível até o bloco de grafite. Necessita-se de maiores investigações.

Trabalhos futuros devem incorporar mais detalhes do reator e simular o seu comportamento em transientes.

AGRADECIMENTOS

Os autores gostariam de agradecer a CAPES, FAPEMIG e ao CNPq. Agradecemos também ao Idaho National Laboratory.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] J. D., Bess, et al., “Evaluation of the Start-Up Core Physics Tests at Japan’s High Temperature Engineering Test Reactor (Fully Loaded Core)”, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, USA (2009).

[2] International Atomic Energy Agency, “Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to initial testing of the HTTR and HTR-10”, IAEA-TECDOC-1382, Vienna, Austria (2003).

[3] M. Q. Huda, and T. Obara, “Development and testing of analytical models for pebble bed type HTRs”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, pp. 1994-2005(2008).

[4] The RELAP5-3D© Code Development Team, “ RELAP5-3D© Code Manuals” INEEL-EXT-98-00834, Idaho National Laboratory, USA (2009).

[5] International Atomic Energy Agency, "Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to the PBMR-400, PBMM, GT-MHR, HTR-10 and the Astra Critical Facility", IAEA-TECDOC-1694, Vienna, Austria (2013).

[6] S. Fujikawa et al, "Achievement of reactor-outlet coolant temperature of 950ºC in HTTR", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 41, pp. 1245-1254 (2004).

[7] E. Takada et al. "Core thermal-hydraulic design", Nuclear Engineering and Design, Vol. 233, pp. 37-43 (2004).

Id.: EN-05

AVALIAÇÃO DE DIFERENTES CONFIGURAÇÕES DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS CONTENDO VARETAS ANULARES

SILVA, R. H. M[1], SILVA, C. A. M[1], PEREIRA, C.[1]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia
Universidade Federal de Minas Gerais
Pampulha Belo Horizonte
31270901, MG Brasil
Telefone: 31 34096666

Email: rapha.galo@hotmail.com

Palavras-Chave: PWR, Combustíveis Nucleares, MCNPX 2.6.0, Criticalidade

RESUMO

A geração de energia elétrica através do processo termonuclear tem contribuído de forma eficaz para o atendimento do crescente aumento da demanda energética. Segundo dados da IAEA (*International Atomic Energy Agency*), atualmente mais da metade dos reatores comerciais em funcionamento no mundo são do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) os quais utilizam combustíveis na forma de pastilhas cilíndricas de óxido de urânio (UO_2). Esta geometria tem sido mantida durante muitos anos; entretanto, vários estudos têm sido desenvolvidos utilizando combustíveis na forma anular. A intensificação de pesquisas sobre o assunto ampliou-se consideravelmente a partir de 2000, no qual, agências e centros de pesquisas como NERI (*Nuclear Energy Research Institute*), MIT (*Massachusetts Institute of Technology*) e KAERI (*Korea Atomic Energy Research Institute*) impulsionaram no processo de otimização de combustíveis nucleares. Tais estudos tem como objetivo aumentar a segurança e o desempenho do combustível durante o ciclo de operação. Neste contexto, o presente trabalho envolve simulação neutrônica de elementos combustíveis contendo varetas anulares em arranjos 11x11, 12x12, 13x13, 14x14 e 15x15. A razão V_M/V_F (Volume Moderador/ Volume Combustível) e a composição do combustível é a mesma de um combustível típico PWR 16x16 enriquecido a 4.0%. O principal objetivo é comparar resultados dos diferentes arranjos com elemento combustível padrão 16x16. O código MCNPX 2.6.0 é empregado para estimar a composição e a criticalidade durante a queima.

1. INTRODUÇÃO

Inicialmente estudado na década de 50 e amplamente aplicado nos anos 2000, o conceito de combustível anular se desenvolve com enorme eficiência no atual contexto mundial de reatores nucleares. Tal combustível apresenta-se como uma opção para nova geração de reatores, podendo até mesmo ser utilizado em atuais usinas PWR (Pressurized Water Reactor). Pesquisas desenvolvidas pelo MIT (*Massachusetts Institute of Technology*) propõe modificar a geometria das varetas de combustível com objetivo de melhorar a eficiência, economia e segurança das centrais nucleares. Em relação ao combustível UO2, tais estudos mostram que alteração da geometria cilíndrica para a geometria anular possibilita um aumento na geração de energia de até 50% para um mesmo reator [1], mantendo os parâmetros de segurança dos reatores. A principal característica do projeto consiste na incorporação de um canal interno de refrigeração nas varetas de combustível. Esta geometria proporciona as seguintes

vantagens: Redução do pico de temperatura nas regiões internas das varetas [2], extensão da queima, maior controle de reatividade e a diminuição de custos comparado aos combustíveis tradicionais [3].

Nesse contexto, o presente trabalho avalia diferentes configurações de um típico elemento combustível PWR (16x16), propondo substituições por varetas anulares. O código MCNPX 2.6.0 (*Monte Carlo N-Particle eXtended*, versão 2.6.0) é empregado para estimar valores do Fator de Multiplicação Infinito (k_{inf}) durante a queima e calcular a evolução isotópica do combustível [4]. O principal objetivo é comparar os parâmetros avaliados entre o elemento combustível padrão (16x16) e os anulares.

2. METODOLOGIA

Seis tipos de elementos combustíveis foram simulados conforme mostra a Fig. 1. As seguintes nomenclaturas foram utilizadas:

- ECA 11 – Elemento Combustível Anular – dimensão 11x11;
- ECA 12 – Elemento Combustível Anular – dimensão 12x12;
- ECA 13 – Elemento Combustível Anular – dimensão 13x13;
- ECA 14 – Elemento Combustível Anular – dimensão 14x14;
- ECA 15 – Elemento Combustível Anular – dimensão 15x15; e
- ECP 16 – Elemento Combustível Padrão – dimensão 16x16.

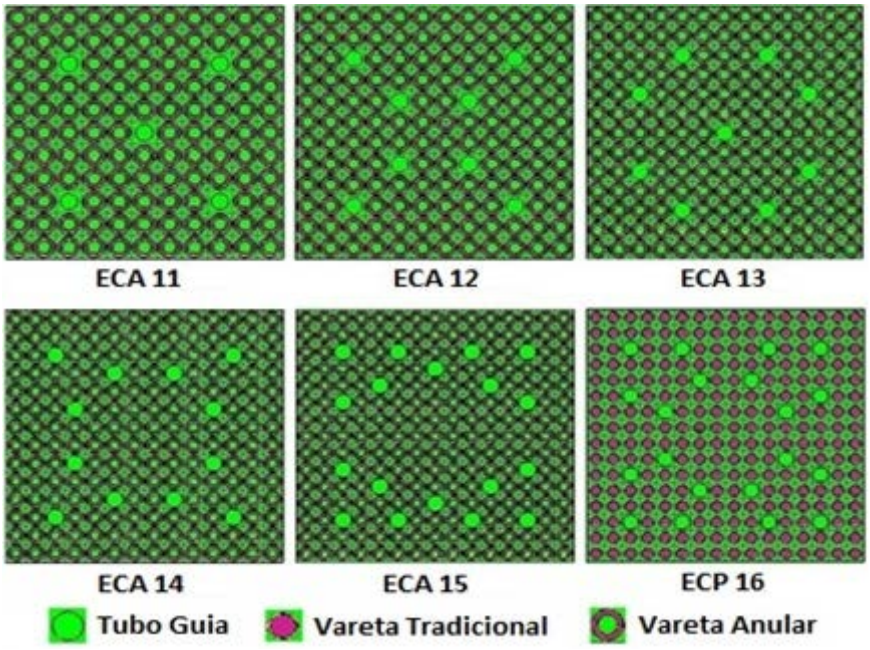
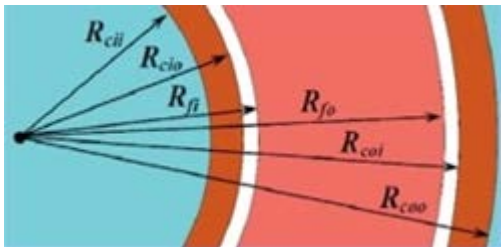


Fig. 1. Elementos combustíveis simulados.

As dimensões externas dos ECAs foram configuradas para ser equivalente ao ECP. Este procedimento foi empregado para não alterar o passo do reticulado entre os elementos combustíveis, pois tal alteração implicaria em mudanças das dimensões internas do núcleo. Nas simulações, as superfícies externas foram

modeladas como superfícies refletoras, para evitar a fuga de nêutrons e assim, estimar valores de k_{inf} durante a queima. Também, o raio externo do combustível (R_{fo}) foi calculado para que a razão V_M/V_F (Volume Moderador/Volume Combustível) dos ECAs seja a mesma do ECP. A Fig. 2 ilustra a geometria de uma vareta anular. A Tab. 1 apresenta as dimensões usadas nas simulações. A espessura do gap e do revestimento das varetas combustíveis, bem como a posição e o número de tubos guias dos ECAs, foram modelados de acordo com trabalhos anteriores [3].



R_{cii} Raio Interno do Rev. Interno.
R_{cio} Raio Externo do Rev. Interno.
R_{fi} Raio Interno do Combustível.
R_{fo} Raio Externo do Combustível.
R_{coi} Raio Interno do Rev. Externo.
R_{coo} Raio Externo do Rev. Externo.

Fig. 2. Representação Vareta Anular.

Tab. 1. Características geométricas dos elementos combustíveis simulados.

Parâmetro		**ECP 16**	**ECA 11**	**ECA 12**	**ECA 13**	**ECA 14**	**ECA 15**
Raio varetas comb. (cm)	R_{cii}	-	0.53665	0.47665	0.43165	0.37665	0.33665
	R_{cio}	-	0.59380	0.53380	0.48880	0.43380	0.39380
	R_{fi}	-	0.60000	0.54000	0.49500	0.44000	0.40000
	R_{fo}	0.45550	0.88241	0.80291	0.73562	0.66999	0.62016
	R_{coi}	0.46500	0.88861	0.80911	0.74182	0.67619	0.62636
	R_{coo}	0.53750	0.94576	0.86626	0.79897	0.73334	0.68351
Raio Tubo Guia (cm)	Interno	0.6200	0.7000	0.7000	0.7000	0.7000	0.7000
	Externo	0.6900	0.7683	0.7683	0.7683	0.7683	0.7683
Nº Varetas Combustível		236	116	136	160	184	207
Nº Tubos Guias		20	05	08	09	12	18
Passo reticulado varetas		1.43	2.08	1.90	1.76	1.63	1.52
Volume (cm^3)	V_M	118377.9	117371.6	116027.5	114476.8	113476.7	112274.2
	V_F	59993.4	59483.3	58802.2	58016.3	57509.5	56900.1
	V_M/V_F	1.973183	1.973183	1.973183	1.973183	1.973183	1.973183

O MCNPX 2.6.0, empregado nas simulações, é um código amplamente utilizado e reconhecido. Esta versão faz uso do CINDER90 para estimar a evolução do combustível. A composição do combustível utilizada está de acordo com trabalho [5]. O cálculo de queima foi estimado para um ciclo de 33 GWD/TU, considerando uma densidade específica de potência típica de um PWR (38 W/gU). O combustível simulado considera a composição do UO_2 (Óxido de Urânio) enriquecido a 4.0 % para todos

elementos simulados [6]. A Tab. 2 mostra a composição isotópica, a densidade e a temperaturas utilizadas nas simulações. Tais temperaturas foram determinadas com intuito de avaliação.

Tab. 2. Composição isotópica utilizada nas simulações

Região	**Temperatura (K)**	**Densidade ($g \cdot cm^{-3}$)**	**Isótopos**	**Concentração (fração massa)**
Combustível	900.0	10.4000	^{234}U	3.060E-04
			^{235}U	3.525E-02
			^{236}U	1.620E-04
			^{238}U	8.557E-01
			^{16}O	1.185E-01
Gap	300.0	2.8235E-04	^{4}He	1.000E 00
Revestimento	300.0	6.5600	Zr (nat)	9.778E-01
			Sn (nat)	1.170E-02
			^{56}Fe	1.670E-03
			^{52}Cr	9.100E-04
			^{16}O	7.870E-03
Moderador (500 ppm de boro)	578.2	0.7052	^{1}H	1.111E-01
			^{16}O	8.876E-01
			^{10}B	9.950E-05
			^{11}B	4.005E-04

2. RESULTADOS

A Fig. 3 apresenta o comportamento dos elementos combustíveis avaliados em estado estacionário para diferentes temperaturas. As sessões de choque utilizadas nas simulações foram geradas no código NJOY, a partir da biblioteca ENDF / B-VII.1. Verifica-se que há uma diminuição de k_{inf} em decorrência do aumento de temperatura. Tal comportamento é devido ao Efeito Doppler que gera redução da seção de choque conforme o acréscimo de temperatura. Entre os casos simulados, nota-se que há uma gradativa diminuição de k_{inf} conforme a redução no volume do combustível. O ECP 16 e o ECA 15 possuem, respectivamente, maior e menor quantidade de material físsil Tab. 1. Assim, tais casos também apresentam os maiores e os menores valores de k_{inf}.

A Fig. 4 mostra a variação de k_{inf} durante a queima. Conforme esperado, nota-se um mesmo comportamento para os casos avaliados. Há uma gradual redução nos valores de k_{inf} durante o ciclo. A densidade específica de potência e o enriquecimento do combustível são constantes para os elementos combustíveis simulados. Assim, a inclinação da curva de k_{inf} em função da queima é semelhante entre os casos avaliados. A diferença entre o ECP e os ECAs é maior no início do ciclo, mas no decorrer da queima, tais diferenças tendem a diminuir. A configuração do ECA 15 possui menor variação de k_{inf} no decorrer do ciclo. Também, ECA 15 possui menores valores de k_{inf} e ECP 16 apresenta maiores valores deste parâmetro. Entre os ECAs, observa-se uma redução de k_{inf} conforme o aumento do número de varetas. Conforme mencionado, tais comportamentos são provocados pela diferença no volume de combustível empregado nas simulações dos elementos combustíveis (Tab. 1), pois maior quantidade de volume físsil produz maior valor de k_{inf}.

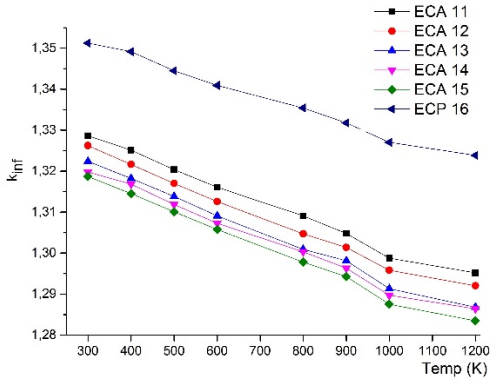


Fig. 3. Gráfico k_{inf} em função da temperatura.

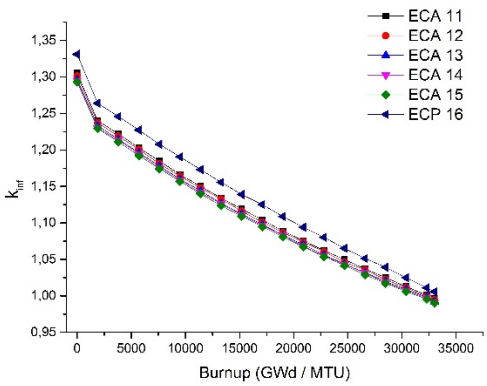


Fig. 4. Gráfico k_{inf} em função da queima.

A Tab. 3 apresenta a variação na concentração de Actinídeos da queima. Esta variação foi calculada através da seguinte equação:

$$\Delta C = C - C_0$$

onde C_0 e C representam as respectivas concentrações isotópicas do combustível no início e no final do ciclo. Neste cálculo, os valores de C_0 são aqueles apresentados na Tab.2 e os valores de C foram estimados pelo MCNPX 2.6.0.

Tab. 3. Variação da concentração de actinídeos

Isótopos	**ΔC (Fração de massa)**					
	ECP 16	**ECA 11**	**ECA 12**	**ECA 13**	**ECA 14**	**ECA 15**
^{234}U	-1.380E-04	-1.374E-04	-1.373E-04	-1.373E-04	-1.373E-04	-1.372E-04
^{235}U	-2.405E-02	-2.350E-02	-2.346E-02	-2.339E-02	-2.338E-02	-2.336E-02
^{236}U	-3.985E-03	-3.924E-03	-3.924E-03	-3.916E-03	-3.915E-03	-3.915E-03
^{237}U	8.811E-06	9.057E-06	8.986E-06	9.067E-06	9.124E-06	9.075E-06
^{238}U	-1.810E-02	-1.950E-02	-1.960E-02	-1.990E-02	-1.990E-02	-1.990E-02
^{239}U	5.479E-07	5.834E-07	5.839E-07	5.917E-07	5.939E-07	5.935E-07
^{237}Np	3.603E-04	3.729E-04	3.730E-04	3.751E-04	3.758E-04	3.756E-04
^{238}Np	1.109E-06	1.106E-06	1.102E-06	1.103E-06	1.105E-06	1.104E-06
^{239}Np	7.889E-05	8.401E-05	8.408E-05	8.521E-05	8.552E-05	8.546E-05
^{238}Pu	1.090E-04	1.112E-04	1.112E-04	1.116E-04	1.117E-04	1.117E-04
^{239}Pu	5.733E-03	6.426E-03	6.499E-03	6.607E-03	6.632E-03	6.650E-03
^{240}Pu	1.651E-03	1.715E-03	1.722E-03	1.737E-03	1.740E-03	1.740E-03
^{241}Pu	1.066E-03	1.198E-03	1.214E-03	1.234E-03	1.239E-03	1.244E-03
^{242}Pu	2.885E-04	3.034E-04	3.049E-04	3.080E-04	3.089E-04	3.097E-04

Conforme mencionado, os parâmetros de queima e da composição inicial do combustível são constantes para os casos avaliados. Assim, a variação na concentração de actinídeos é semelhante entre elementos combustíveis simulados (Tab. 3). Nota-se que há um aumento na concentração de Netúnio e de Plutônio e uma redução nos principais isótopos de urânio. Tais comportamentos estão relacionados à fissão do

isótopo ^{235}U e transmutação do ^{238}U. Entre as configurações simuladas, a ECA 15 apresenta maior redução de ^{238}U, menor queima de ^{235}U e maior acúmulo dos isótopos de Plutônio e de Netúnio. Esta configuração possui menor volume de combustível (Tab. 1) e tal característica pode estar contribuindo para este comportamento.

4. CONCLUSÃO

Os parâmetros avaliados apresentaram pequenas diferenças entre os casos avaliados. As diferenças nos valores de k_{inf} são maiores no início do ciclo, mas no decorrer da queima tais diferenças diminuem. A configuração do ECA 15 possui menor variação de k_{inf} durante a queima e menor consumo de ^{235}U. Assim, para tal configuração haverá menor necessidade do uso de absorvedores para controle de reatividade e também menor queima de material físsil. Embora apresentando poucas diferenças em relação às demais configurações, o ECA 15 possui melhor comportamento do que as outras configurações. Considerando menor consumo de combustível e menor controle de reatividade, o ECA 15 mostrou se mais promissor na continuidade dos trabalhos em relação as demais configurações. Neste contexto, em trabalhos futuros, esta configuração será empregada para avaliar uma possível extensão do ciclo utilizando combustível UO_2 enriquecido a 4.5 % inserido de veneno queimável.

AGRADECIMENTOS

Os autores são gratos à CNEN, CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo apoio ao trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Supko, E, “Uranium for Nuclear Power”, 1ª ed., Ed. Woodhead Publishing (2016).

[2] Blinkov, V *et al.*, "Prospects for using annular fuel elements in nuclear power engineering" Vol. 57, pp. 213-218 (2010).

[3] Kazimi, M. S. *et al.,* “High performance fuel design for next generation PWRs: Final report, Massachusetts Institute of Technology”, pp. 1-210, Massachusetts, 06 janeiro (2006).

[4] Kumar, Kannan *et al.,* "Development of M3C code for Monte Carlo reactor physics criticality calculation", Munbai, Índia (2015).

[5] Scaglione, J, "21-PWR Waste Package with Absorber Plates Loading Curve Evaluation", pp. 24-25, Las Vegas, Nevada (2004).

[6] Phillips, J. "Irradiated fuel measurements", pp. 530-540, Washington, DC (1991).

Id: EN-06

AVALIAÇÃO DOSIMÉTRICA PARA O TESTE DE *SIPPING* NO REATOR TRIGA IPR-R1 UTILIZANDO O CÓDIGO DE MONTE CARLO MCNPX

Maritza R. Gual, Amir Z. Mesquita, Rogério R. Rodrigues e Cláudio C. Lopes

Serviço de Tecnologia de Reatores – Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear / Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN)
Campus da UFMG - Pampulha, Belo Horizonte, Brasil
mrg@cdtn.br

Palavras-Chave: MCNPX, *sipping*, reator nuclear, TRIGA IPR-R1, radioproteção.

RESUMO

Encontra-se em andamento o licenciamento do reator de pesquisa TRIGA IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Assim, o órgão fiscalizador solicitou que fosse demonstrada a não existência de vazamentos nos elementos combustíveis (EC). Para isso foi construído um dispositivo no CDTN para realização do teste denominado *sipping*. Este teste é importante para a verificação da integridade do revestimento dos elementos combustíveis deste reator nuclear. O dispositivo permitirá a detecção de um possível vazamento de produtos de fissão gasosos, através da medição da atividade de Cs-137 contido nas amostras de água, pelo método de espectrometria gama. O objetivo principal deste trabalho é desenvolver uma metodologia de cálculo, com o código de Monte Carlo MCNPX v. 6.0, para a avaliação das taxas de doses devido à radiação gama na superfície superior da piscina do reator, onde os operadores executarão o teste de *sipping*. Para a validação dos cálculos das doses gamas dispõe-se das medidas de taxas de dose gama com um EC do reator TRIGA IPR-R1 publicadas em 2013. Avaliou-se a taxa de dose gama a que estarão expostos os operadores do teste, com o dispositivo de *sipping* posicionado a 1 m da superfície, com 1 m de água e à distância de 31,43 cm da parede do poço do reator. Também foi analisado o nível de doses gama total acumulado no experimento. A diferença entre os cálculos e as medições foi menor que 13%. Os resultados encontrados mostraram que os operadores poderão movimentar os elementos combustíveis com segurança, mantidas as distâncias em que se fez a simulação.

1. INTRODUÇÃO

A desativação antecipada dos reatores nucleares devido à vazamentos nos elementos combustíveis foi decidida em muitos países (EUA, Japão, França, Bélgica, Finlândia, Suécia e Suíça) [1]. A identificação de vazamento de material radioativo dos elementos de combustível de um reator nuclear, pode ser realizada por um método não destrutivo, denominado teste de *sipping*. Este é um método utilizado para avaliar a integridade estrutural do revestimento dos elementos combustíveis irradiados, que se baseia na detecção de produtos de fissão (especialmente o isótopo Cs-137) na água de refrigeração do núcleo. A detecção é realizada, normalmente, por espectrometria gama.

Basicamente, este método envolve a colocação do elemento combustível (EC) irradiado, a ser analisado, dentro de um recipiente com água desmineralizada. Após algumas horas são recolhidas amostras da água, para sua análise radiométrica. A presença de determinados produtos de fissão indica a existência de ruptura no revestimento do EC analisado.

Este método pode ser aplicado nos reatores nucleares em atividade, mas também após sua utilização no núcleo. Evita-se, assim, a colocação dos combustíveis danificados nas piscinas de armazenamento temporário, contaminando a água. No caso dos reatores em atividade, como o TRIGA IPR-R1, caso o teste de *sipping* dê resultado negativo, o EC retornará ao núcleo e continuará a ser utilizado. O teste deve ser realizado periodicamente.

Um dispositivo para o teste de *sipping* foi projetado e construído para o reator TRIGA IPR-R1 do CDTN. Para utilizar este método é necessário realizar uma análise dosimétrica de avaliação preliminar, das taxas de dose de radiação gama na superfície da piscina, onde os operadores irão manipular o dispositivo de teste, assim como os EC's [2]. O objetivo deste trabalho foi calcular as doses de radiação gama com o código de transporte de partículas nucleares com base no método de Monte Carlo MCNPX [3].

2. METODOLOGIA

Para a implementação do teste de *sipping* no reator TRIGA IPR-R1 foi projetado, desenhado e fabricado no CDTN um dispositivo especifico para verificar a existência de vazamentos de produtos de fissão em meio aquoso, a frio e sem mudança de pressão, adaptado às condições deste reator [2].

O dispositivo consta de um tanque e uma cesta de manuseio de EC, mostrado na fotografia da Fig. 1. Este conjunto foi confeccionado em alumínio comercial na oficina mecânica do CDTN, e seus componentes foram soldados com solda especial tipo TIG, com elemento de solda para alumínio, sendo todo o conjunto anodizado. Este equipamento encontra-se na sala do reator IPR-R1, em condições operacionais.

A ponte rolante será posicionada acima do local onde o aparelho de *sipping* se encontra, no piso da sala do reator. A avaliação dosimétrica será realizada com a ponte rolante nesta posição, de forma que a ferramenta de movimentação de combustível poderá ser fixada, erguida e abaixada pelo comando da ponte rolante.

O cálculo das taxas de dose de radiação gama será realizado com o código de transporte de partículas nucleares com base no método de Monte Carlo MCNPX v. 6.0 [3]. Este cálculo é realizado em diferentes estágios, ou seja:

1. Simulação do reator nuclear.
2. Simulação do dispositivo de *sipping*.
3. Cálculo físico neutrônico do reator nuclear.
4. Cálculo detalhado do ciclo de operação do reator (queima e decaimento radioativo).
5. O cálculo das taxas de dose de radiação gama será realizado nos pontos de interesse.
6. A validação dos resultados será realizada com medidas experimentais.

Fig. 1. Fotografia da cesta (esquerda) e do tanque (direita) do dispositivo do teste de *sipping*, na sala do reator TRIGA IPR-R1.

A Fig. 2 mostra o diagrama esquemático do dispositivo de *sipping* inserido na piscina do reator TRIGA IPR-R1, com o operador sobre sua superfície.

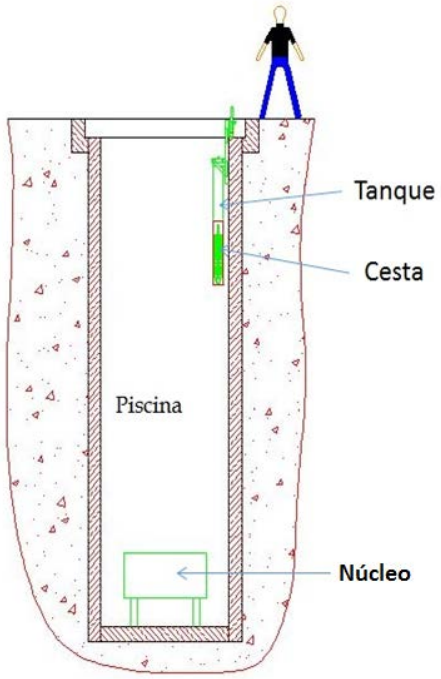


Fig. 2. Diagrama esquemático do dispositivo *sipping* inserido dentro da piscina do reator TRIGA IPR-R1.

Para determinar as doses de radiação gama foi utilizado a estimativa de fluência de energia (tipo *f5) em MeV/cm^2, disponível no código MCNPX. Para obter as doses em MeV/g, utilizando os cartões DE e DF, são introduzidos os valores dos coeficientes de atenuação mássico para o ar μ_{en}/ρ (em cm^2/g), disponíveis na página do *National Institute of Standards and Technology* (NIST) [4]. Por meio do fator de multiplicação 1,6021e^{-10} e 3600 s/h, as doses absorbidas são convertidas em Gy/h. É utilizada a equivalência de 1 J/Kg (unidade física) de dose gama absorvida gama, que corresponde a 1 Sv de dose equivalente. Como os resultados obtidos com o código MCNPX são médios por partícula emitida pela fonte, é necessário multiplicá-los pela emissão total de partículas gamas emitidas por segundo, de cada elemento combustível (emissão da fonte) obtendo-se as doses reais do sistema. Mais detalhes da simulação com o código de Monte Carlo MCNPX foram descritas em um trabalho prévio [5].

3. RESULTADOS

A Fig. 3 ilustra o resultado da simulação numérica do reator com dispositivo *sipping* inserido dentro da piscina do reator TRIGA IPR-R1, com o código de Monte Carlo MCNPX. Pode-se observar o núcleo do reator na parte inferior e, na parte superior, o dispositivo de teste *sipping*.

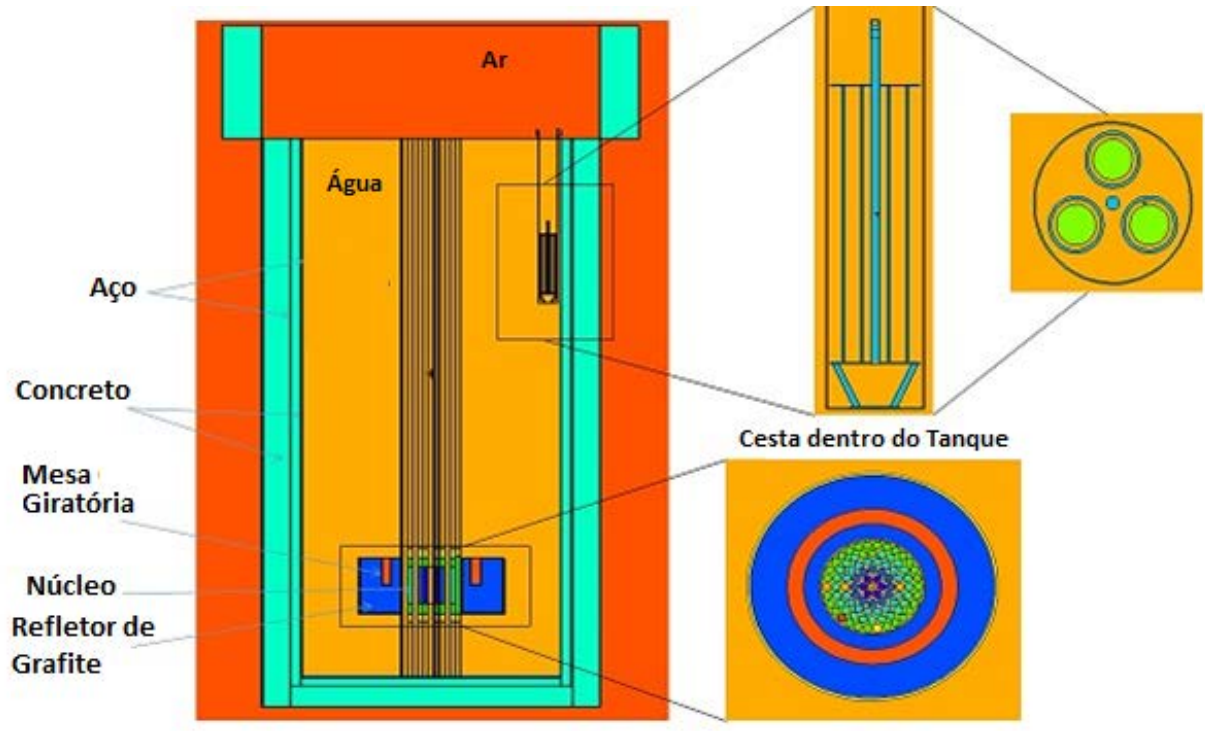


Fig. 3. Simulação numérica do reator com o dispositivo de s*ipping* inserido na piscina do reator TRIGA IPR-R1, com o código de Monte Carlo MCNPX.

O resultado da taxa de dose gama calculado com o código MCNPX, na borda da piscina do reator, foi de 0,268 mSv/h. A incerteza relativa associada ao cálculo foi inferior a 5%. A Fig. 4 mostra o gráfico da curva de isodose normalizada em torno de dispositivo de *sipping* no plano YZ, utilizando o programa MATLAB.

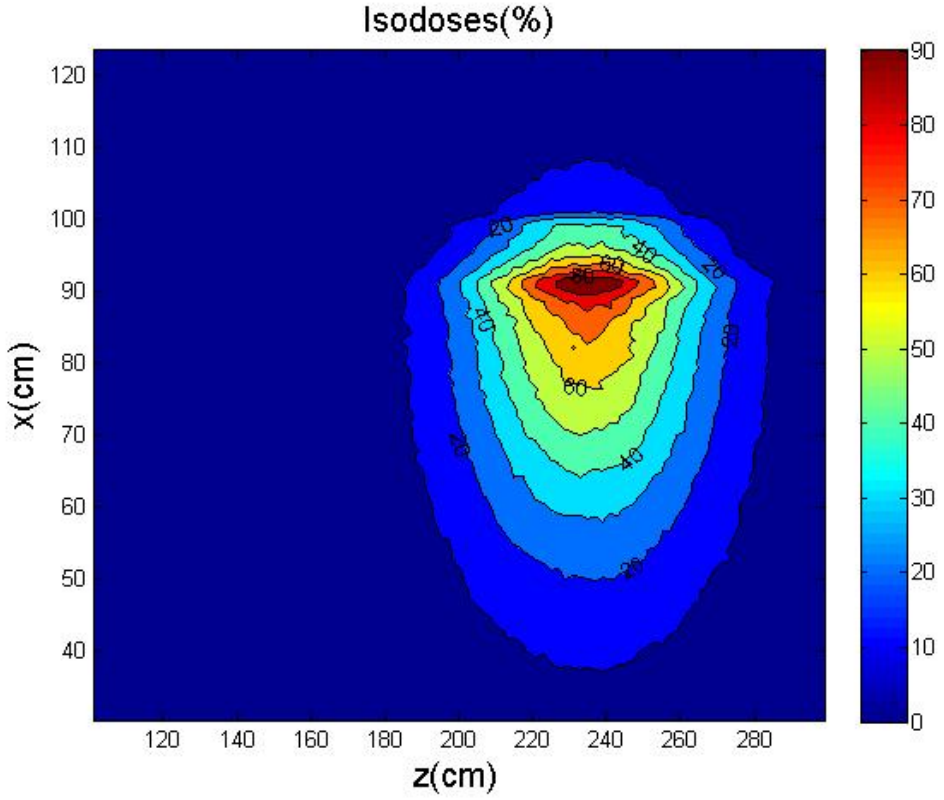


Fig. 4. Curvas de isodoses normalizadas da distribuição das taxas de doses em volta do dispositivo de *sipping* no plano YZ, utilizando o programa MATLAB.

Pode-se observar uma dose máxima na posição onde se encontra o dispositivo *sipping*. Próximo à borda da piscina a dose é muito baixa.

Para a validação dos cálculos dispõe-se de medidas das taxas de dose com 1 EC do reator TRIGA IPR-R1 [6]. Os resultados da comparação são apresentados na Tab. 1.

Tab. 1. Comparação entre as doses calculadas e medidas experimentalmente.

Avaliador	**Dose Calculada (mSv/h)**	**Dose Medida (mSv/h)**	**Diferença (%)**
*F5	0,268	0,240	12

Os cálculos apresentam um valor superestimado, comparados aos resultados experimentais e a diferença é menor que 13 %, o que se considera aceitável.

4. CONCLUSÃO

O Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1 do CDTN conta, agora, com uma metodologia numérica de avaliação das taxas de doses de radiação gama, que os operadores irão receber, ao manobrar o dispositivo *sipping*. O procedimento é baseado no código de simulação por Monte Carlo MCNPX.

Os resultados encontrados mostraram que os operadores poderão movimentar os elementos combustíveis com segurança, mantidas as distâncias em que foi realizada a simulação.

AGRADECIMENTOS

Os autores destacam o agradecimento as seguintes instituições: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (Fapemig), Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (Capes) e Instituto Nacional para Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI). Os autores agradecem também aos servidores do Serviço de Tecnologia de Reatores (SETRE), que construíram o dispositivo de *sipping*.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Committee on the Safety of Nuclear Installations. “Leaking Fuel Impacts and Practices”, Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R 10, 18-Jul (2014).

[2] Rodrigues, R.R.; Mesquita, A.Z. “Design of a System for Fuel Elements Cladding Inspection of a Nuclear Research Reactor”. In: Gomes J.F.S. and Meguid, S.A..(Org.). Recent Advances in Integrity-Reliability-Failure. 1ed. Porto: INEGI-Instituto de Engenharia Mecânica e Gestão Industrial, v. 1, p. 69-70. (2013).

[3] Hendricks, J.S. et al. “LA-UR-08-2216, MCNPX 2.6.0 Extensions”. Los Alamos National Laboratory, April 11 (2008).

[4] http://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ComTab/air.html.

[5] Gual, M.R.; Mesquita, A.Z.; Campolina, D.A.M.; Rodrigues, R.R. “Dosimetry Assessment During the Sipping Test in the IPR-R1 TRIGA Reactor using MCNPX”. Progress in Nuclear Energy (New Series), v. 93, p. 155-165. (2016). DOI: 10.1016/j.pnucene.2016.09.002.

[6] Oliveira, P.F.; Maretti Jr, F; Rocha, A.C. “Medidas de taxa de dose em elemento combustível irradiado do reator TRIGA IPR-R”. Nota Técnica CDTN/CNEN NI-SERTA-02/13. Belo Horizonte. (2013).

Id.: EN-07

USO DE TÉCNICAS DE ENGENHARIA DE CONFIABILIDADE NA AVALIAÇÃO DE RISCO E SEGURANÇA DE CENTRAIS NUCLEARES

Raíssa Oliveira Marques[1], Vanderley de Vasconcelos[1], Wellington Antonio Soares[1], Amir Zacarias Mesquita[1]

[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN-MG), Av. Presidente Antônio Carlos 6.627, Belo Horizonte, 31270-901, Brasil
raissaomarques@gmail.com

Palavras-Chave: segurança, confiabilidade, gerenciamento de riscos, centrais nucleares

RESUMO

Segurança, confiabilidade e disponibilidade são critérios fundamentais no projeto, construção e operação de centrais nucleares. As técnicas de gerenciamento de riscos são ferramentas imprescindíveis para que esses critérios sejam atendidos, contribuindo para a garantia da segurança e redução de custos e de impactos ambientais. A partir dos dados de operação de uma determinada central nuclear e de instalações nucleares similares, pode-se avaliar o risco de acidentes por meio da estimativa da probabilidade de falha de equipamentos e das suas consequências para a central, trabalhadores, meio ambiente e público em geral. Com informações dos riscos, é possível determinar aqueles que são mais graves e propor as respectivas medidas para eliminação, controle ou mitigação. Avaliações determinísticas e probabilísticas de riscos fazem parte das exigências de licenciamento dos órgãos reguladores ambiental e nuclear. Na avaliação e gerenciamento dos riscos, são utilizadas técnicas, métodos e *softwares*, que auxiliam na identificação, análise e priorização de riscos. Dentre os métodos utilizados, podem ser citados a Análise de Modos de Falhas e seus Efeitos, Árvores de Falhas, Árvores de Eventos, Análise Probabilística de Segurança, Inspeção Baseada em Risco e Manutenção Centrada em Confiabilidade. A *ReliaSoft® Corporation* é uma das empresas que desenvolvem pacotes de *softwares* de Engenharia de Confiabilidade, onde esses métodos estão implementados. O objetivo deste trabalho é mostrar a viabilidade de utilização de um conjunto destes *softwares* na implementação de análise de segurança em centrais nucleares.

1. INTRODUÇÃO

Os acidentes que ocorreram nos últimos anos em centrais nucleares e os riscos associados chamam a atenção dos proprietários, do governo e da sociedade para a necessidade de melhorias nos sistemas de segurança destas instalações. O uso de ferramentas de gerenciamento de riscos torna-se imprescindível, tanto para atender às exigências regulatórias quanto para garantir a confiabilidade e disponibilidade na operação de centrais nucleares.

O risco pode ser definido como uma combinação da frequência de ocorrência de um dado evento e da consequência que este pode causar [1]. A partir da classificação de equipamentos em função de seus riscos, é possível priorizar as medidas de prevenção e mitigação das consequências de eventos indesejáveis. O gerenciamento de riscos é, então, empregado visando assegurar a segurança dos trabalhadores, instalação, meio ambiente e público em geral. Além disso, contribui para a redução de custos e danos.

Diversos métodos podem ser utilizados para apoiar o processo de análise de riscos, permitindo a identificação, priorização e controle dos mesmos. A escolha do método a ser adotado depende das características do processo, da quantidade e qualidade dos dados disponíveis da planta e de instalações similares, do escopo, profundidade e tipo de análise (qualitativa ou quantitativa) desejados. Dentre os métodos utilizados, podem ser citados: Análise de Modos de Falhas e seus Efeitos, Árvores de Falhas, Árvores de Eventos, Análise Probabilística de Segurança, Inspeção Baseada em Risco e Manutenção Centrada em Confiabilidade.

A *ReliaSoft*® *Corporation* é uma empresa americana que desenvolve pacotes de *softwares* para implementação de técnicas de Engenharia de Confiabilidade, sendo utilizados em vários setores como petrolífero, de gás, automotivo, de energia, químico e aeroespacial. O objetivo deste trabalho é mostrar a viabilidade de utilização destes *softwares* na análise de segurança, risco e confiabilidade de centrais nucleares.

2. GERENCIAMENTO DE RISCOS

O processo de gerenciamento de riscos pode ser estruturado como ilustrado na Fig. 1.

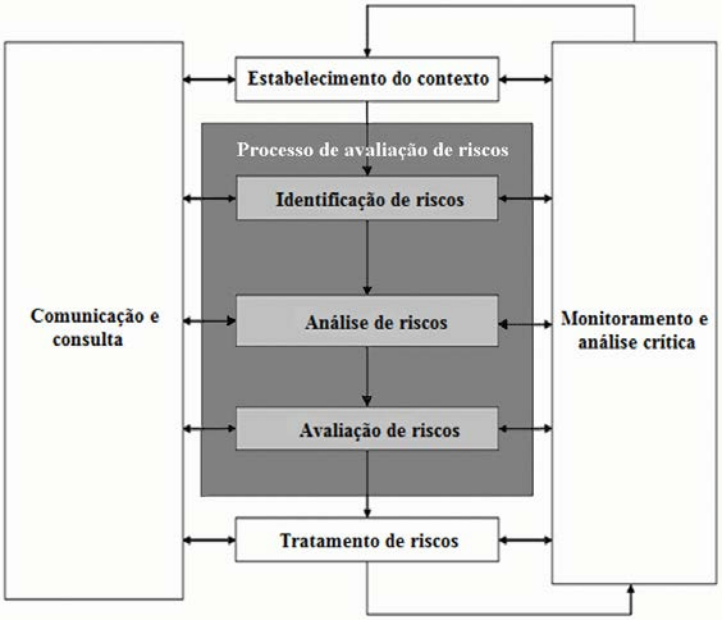


Fig. 1. Processo de gerenciamento de riscos [2].

2.1. Ferramentas para Gerenciamento de Riscos

Inúmeras técnicas podem ser utilizadas para auxiliar o gerenciamento de riscos. Dentre as principais aplicadas em avaliações de segurança e confiabilidade de centrais nucleares estão a Análise de Modos de Falhas e seus Efeitos (*Failure Mode and Effect Analysis* – FMEA), a Análise Probabilística de Segurança (*Probabilistic Safety Assessment* – PSA), a Inspeção Baseada em Risco (*Risk Based Inspection* – RBI) e a Manutenção Centrada em Confiabilidade (*Reliability Centred Maintenance* – RCM).

Com a FMEA, busca-se identificar os modos de falha de um sistema, processo ou componente, avaliar seus efeitos e propor medidas de eliminação, mitigação ou controle das causas e consequências, registrando os resultados em um formulário [3]. Trata-se de uma técnica essencialmente qualitativa, que procura listar todas as possíveis falhas, priorizando as ações que devem ser tomadas.

A PSA é utilizada para quantificar os riscos de uma instalação a partir do desenvolvimento de Árvores de Falhas e de Eventos. As Árvores de Falhas são modelos gráficos construídos a partir de uma falha do sistema, representada pelo evento topo, e mostra a combinação lógica de eventos básicos que conduzem a esta falha. Já a Árvore de Eventos é uma árvore binária, que parte de um evento iniciador, e segue por falhas ou sucessos de mecanismos de defesas em profundidade que devem atuar para mitigar a ocorrência do evento iniciador. Assim, para o caso de um reator nuclear, podem ser modeladas as sequências de eventos que levam a acidentes, obtidas as frequências de ocorrência destes e avaliados quais eventos provocam danos ao núcleo (PSA nível 1), liberação de material radioativo para o meio ambiente (PSA nível 2) ou danos para a saúde pública e outros riscos sociais (PSA nível 3) [4].

A RBI utiliza dados de riscos para otimizar as inspeções de equipamentos. A partir de informações de mecanismos de degradação nos materiais, avalia-se a probabilidade de falha e suas consequências, o que possibilita classificar e priorizar os itens de um sistema em função de seus riscos. O objetivo da RBI é identificar os locais de alto risco onde os esforços serão concentrados, reduzindo-se as frequências e os gastos com inspeção e melhorando a segurança e disponibilidade da central nuclear [5].

A RCM é utilizada para identificar os requisitos de manutenção de equipamentos, de acordo com as consequências de falhas e dos mecanismos de degradação responsáveis por estas falhas [6]. Assim, a RCM serve como complemento à RBI, visando elaborar e otimizar planos de manutenção preditivos, preventivos ou corretivos, que possibilitarão a redução dos riscos, assegurando níveis de desempenho e segurança adequados.

2.2. *Softwares* para Auxiliar o Gerenciamento de Riscos

Geralmente, são necessários *softwares* para auxiliar a implementação de técnicas de gerenciamento de riscos. Como exemplo, apresenta-se, a seguir, um conjunto de *softwares* da *ReliaSoft® Corporation*, integrados pela Plataforma *Synthesis*:

- Weibull++: análise e obtenção de dados de vida de equipamentos, utilizando o ajuste de distribuições estatísticas;
- ALTA: análise quantitativa de ensaios acelerados de vida;
- XFMEA: avaliação qualitativa para identificação dos modos de falhas e seus efeitos;
- RBI: elaboração de planos de inspeções baseados em risco;
- RCM++: definição de técnicas de manutenção;
- BLOCKSIM: construção de Árvores de Falhas e diagramas de blocos para análise de confiabilidade, mantenabilidade, disponibilidade de sistemas e modelos de Markov;
- RENO: simulação de Monte Carlo, avaliação de incertezas, avaliações probabilística e determinística de segurança e análises de consequências de acidentes.

3. METODOLOGIA

Para mostrar a aplicação de técnicas de Engenharia de Confiabilidade em centrais nucleares, foram utilizados os *softwares* XFMEA, RENO e BLOCKSIM. O XFMEA foi utilizado na implementação da FMEA para o sistema passivo de refrigeração da contenção de um reator à água fervente [7], enquanto o RENO e o BLOCKSIM foram usados na construção de Árvores de Eventos e de Falhas para a PSA do Reator de Pesquisa Grego (GRR1) [8].

4. RESULTADOS

Na Tab. 1, apresenta-se um exemplo de FMEA simplificada para um sistema passivo de refrigeração da contenção (*Passive Containment Cooling System* – PCCS), utilizada para identificar possíveis modos de falha do sistema e os efeitos e consequências resultantes, elaborada com auxílio do *software* XFMEA [7]. A FMEA é uma ferramenta útil para análise de riscos do sistema, que permite a adoção de medidas de prevenção ou controle de falhas.

Tab 1. FMEA para um sistema passivo de refrigeração da contenção (PCCS) [7].

Função	Falha	Efeito	Causa
Trocador de calor	Ruptura da tubulação	Sistema não operacional	
	Entupimento da tubulação	Sistema não operacional	
Tubulação	Ruptura da tubulação	Sistema não operacional	
Circulação natural	Transferência de calor insuficiente	Redução da capacidade de transferência de calor	1. Água insuficiente na piscina do PCCS 2. Entupimento da tubulação
	Falha do revestimento da tubulação	Sistema não operacional	Ruptura da tubulação
	Alta concentração de gases não condensáveis	Não há fluxo na linha de alívio	Entupimento da linha de ventilação

Nas Figs. 2 e 3, apresenta-se parte da PSA nível 1 desenvolvida para o GRR1 [8]. Na Fig. 2, ilustra-se a Árvore de Eventos, elaborada com o auxílio do *software* RENO, para o evento iniciador “bloqueio do fluxo do canal do combustível do GRR1”, a partir do qual são desenvolvidas sequências de eventos que podem afetar a segurança do reator, dada a falha (F) ou sucesso (T) no funcionamento dos mecanismos de defesa em profundidade. Para obter as probabilidades de falha destes mecanismos, foram construídas Árvores de Falhas, elaboradas com o auxílio do *software* BLOCKSIM, a exemplo da mostrada na Fig. 3, para o isolamento da contenção do GRR1. Considerando que o bloqueio do fluxo ocorre com uma frequência de 10^{-2}/ano, a partir das probabilidades de falha dos sistemas de segurança, são obtidas as frequências das sequências de acidentes. Assumindo que tenha ocorrido o bloqueio de fluxo, é possível então determinar a frequência de dano ao núcleo, informação esta utilizada para quantificar as consequências de falha. Assim, os riscos são definidos e podem ser planejados programas de inspeção e manutenção visando à redução dos mesmos.

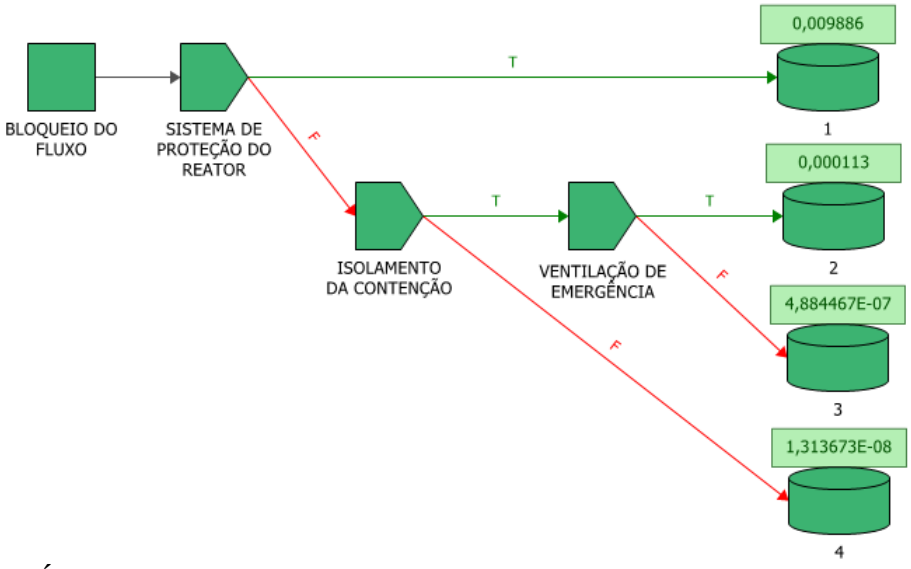


Fig. 2. Árvore de Eventos para o evento iniciador "bloqueio do fluxo do canal do combustível do GRR1" [8].

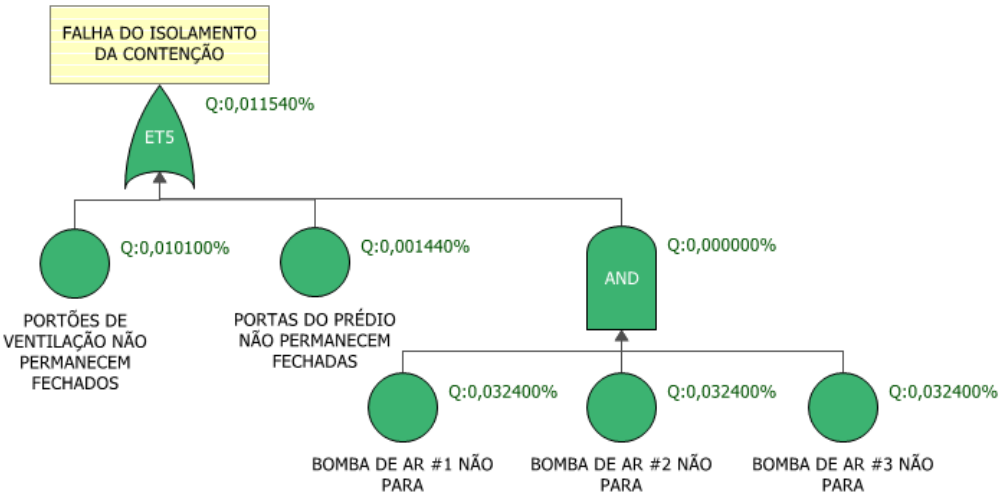


Fig. 3. Árvore de Falhas para o isolamento da contenção do GRR1 [8].

5. CONCLUSÃO

Com a ocorrência de acidentes nos últimos anos, envolvendo centrais nucleares, o gerenciamento de riscos torna-se cada vez mais necessário para ajudar na tomada de decisões quanto à melhoria na segurança e confiabilidade destas instalações. Assim, a utilização de avaliações determinísticas e probabilísticas de riscos, ao atenderem às exigências de licenciamento dos órgãos reguladores ambiental e nuclear, garantem a segurança, confiabilidade e disponibilidade de centrais nucleares.

A avaliação de risco e segurança é facilitada pela utilização de técnicas de Engenharia de Confiabilidade e *softwares* que devem ser escolhidos tanto com base no tipo de processo em estudo, quanto na

disponibilidade e qualidade dos dados disponíveis. Estas ferramentas contribuem para a priorização de medidas de prevenção e mitigação das consequências de eventos indesejáveis nas centrais nucleares.

Neste trabalho, mostra-se como os *softwares* RENO, BLOCKSIM e XFMEA da *ReliaSoft*® podem ser utilizados para auxiliar na implementação de análises de riscos em centrais nucleares. Estes *softwares* facilitam a identificação, análise, avaliação e priorização dos riscos que afetam a segurança da instalação, a saúde dos trabalhadores e público em geral, os bens materiais e o meio ambiente. Além disso, mostra-se a possibilidade de utilização de *softwares* para aplicação de técnicas de gerenciamento de riscos em usinas nucleares e reatores de pesquisa brasileiros.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao CDTN/CNEN, à FINEP, à FAPEMIG e ao CNPq pelo apoio.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear, “Glossário de Segurança Nuclear”, Rio de Janeiro, Brasil, p. 48 (2015).

[2] ABNT - Associação Brasileira de Normas Técnicas, “NBR ISO 31010: Gestão de Riscos – Técnicas para o processo de avaliação de riscos”, Rio de Janeiro, Brasil (2012).

[3] M. Senne Júnior, “Abordagem sistemática para avaliação de riscos de acidentes em instalações de processamento químico e nuclear”, Tese, Faculdade de Engenharia Química da Universidade Estadual de Campinas, Brasil (2003).

[4] IAEA - International Atomic Energy Agency, “Regulatory review of probabilistic safety assessment (PSA) Level 2”, IAEA-TECDOC-1229, Vienna, Austria (2001).

[5] W. A. Soares *et al.*, “Risk-Based Inspection in the Context of Nuclear Power Plants”, International Nuclear Atlantic Conference, São Paulo, Brasil, 4-9 october (2015).

[6] IAEA - International Atomic Energy Agency, “Application of Reliability Centred Maintenance to Optimize Operation and Maintenance in Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1590, Vienna, Austria (2007).

[7] T. Silvonen, “Reliability analysis for passive systems – A case study on a passive containment cooling system”, Mat-2.4108 Independent Research Project in Applied Mathematics, Aalto University School of Science, Finland (2011).

[8] O. N. Aneziris *et al.*, “Probabilistic Safety Analysis of the Greek Research Reactor”, Athens, Greece (2001).

Id.: EN-08

INVESTIGAÇÃO NUMÉRICA DO EFEITO QUEBRA SIFÃO EM UM REATOR NUCLEAR DE PESQUISA

Camila Freitas Matozinhos[1], André A. Campagnole dos Santos[1]

[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN)
Av. Presidente Antônio Carlos, 6627
31270-901 Belo Horizonte, MG
camilafreitasmatozinhos@gmail.com

Palavras-Chave: Quebra-sifão, Dinâmica dos Fluidos Computacional, Reator Nuclear de Pesquisa

RESUMO

Na fase de projeto de reatores nucleares são considerados diversos acidentes. Um dos problemas que podem ocorrer em um reator de piscina aberta, como o RMB (Reator Multipropósito Brasileiro), é o acidente de perda de refrigerante, do inglês, *Loss-of-Coolant Accident* - LOCA. Este acidente acontece quando a tubulação de refrigeração do circuito primário do reator se rompe e o gradiente de pressões faz com que o refrigerante (água) flua através deste tubo por efeito de sifão, drenando a piscina. Este acidente pode ser evitado com um mecanismo de quebra de sifão, que consiste em fazer um orifício no tubo de refrigerante a um nível acima do nível mínimo de água necessária na piscina. Se houver ruptura na tubulação, ar entrará por este orifício, interrompendo o fluxo de sifão. O fenômeno de quebra de sifão é complexo por se tratar de um escoamento bifásico, transiente e influenciado por vários parâmetros, tais como mistura de fluidos, arrasto, turbulência e perda de pressão. Estudos experimentais deste fenômeno são muito caros e demandam muito tempo. Neste caso, é apropriado fazer uma análise deste fenômeno com o auxílio da dinâmica dos fluidos computacional, já que esta ferramenta permite uma análise detalhada do escoamento de uma forma mais simples e mais barata do que a experimental. No entanto, a complexidade deste fenômeno impõe dificuldades à sua modelagem computacional. Neste trabalho, o software ANSYS CFX foi utilizado para simular um modelo numérico de um experimento disponível na literatura. Este artigo apresenta os resultados obtidos na simulação do fenômeno quebra-sifão e destaca a abordagem que parece mais adequada para representá-lo corretamente.

1. INTRODUÇÃO

Reatores de pesquisa têm como objetivo o aproveitamento das partículas e das radiações geradas pelas reações nucleares. São usualmente destinados à geração de nêutrons para diferentes propósitos, dentre os quais podem-se citar: produção de radioisótopos, geocronologia, análise por ativação neutrônica ou ativação gama, ensino e treinamento, dentre outros. [1]

Até 2018, o Brasil contará com mais um reator de pesquisa, além dos outros quatro existentes. Trata-se de um reator multipropósito de piscina aberta, com potência máxima de 30 MW. Ele será chamado RMB, Reator Multipropósito Brasileiro. [2]

O projeto, construção e operação de reatores nucleares seguem os mais elevados padrões de qualidade e possuem condições de alta confiabilidade. Utiliza-se o conceito de defesa em profundidade, que mesmo no caso de um acidente, tem por princípio limitar as possíveis consequências e a evolução para uma condição mais grave, de forma a proteger o público e o meio ambiente dos efeitos da radiação. [3]

Na fase de projeto de um reator nuclear, diversos acidentes possíveis de ocorrer são levados em conta, assim como a forma de contorná-los. Dentre eles, está o acidente de perda de refrigerante, denominado LOCA – do inglês *Loss-Of-Coolant Accident*. Este acidente acontece quando a tubulação primária de refrigeração que chega à piscina do reator é rompida e o gradiente de pressões faz com que o refrigerante (água) corra por esta tubulação por efeito sifão, esvaziando a piscina.

É importante garantir que, na eventualidade de uma ruptura na tubulação, restará na piscina um nível de água suficiente para evitar grandes acidentes. Isto pode ser feito com a utilização de um mecanismo de quebra de sifão, que consiste em fazer um orifício na tubulação de refrigeração em um nível acima do nível mínimo de água que se deseja na piscina. No caso de um rompimento da tubulação, ar entrará por este orifício, interrompendo o fluxo de sifão.

A Fig. 1 ilustra o acidente de perda de refrigerante e dois cenários: se não houver quebra-sifão, a piscina será drenada. Por outro lado, se houver o dispositivo, restará água na piscina.

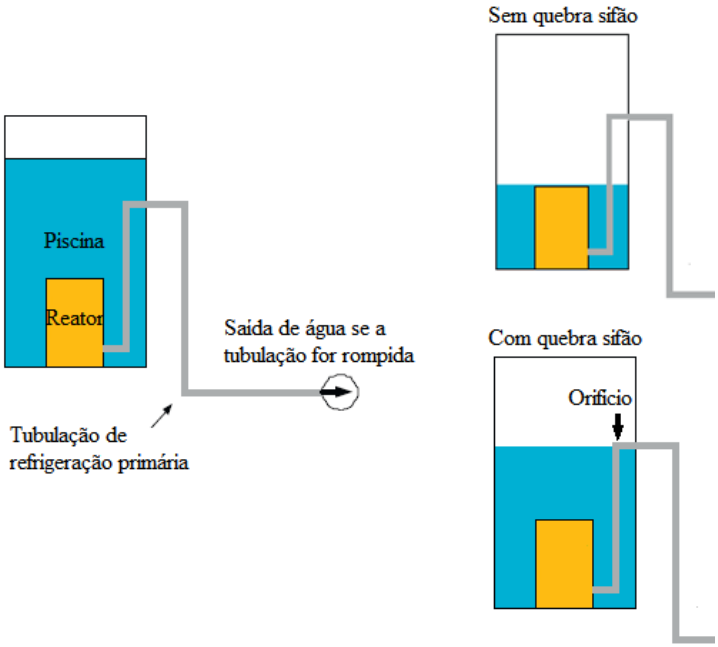


Fig. 1. Acidente de perda de refrigerante (à esquerda) e sua evolução sem o quebra sifão (à direita, em cima) e com o quebra-sifão (à direita, embaixo). (Adaptado de [4])

O fenômeno de quebra de sifão é bifásico, transiente e influenciado por parâmetros como mistura de fluidos, arrasto, turbulência e perdas de carga. Realizar um experimento para estudar o quebra-sifão é uma tarefa cara e demorada e cuja instrumentação pode apresentar dificuldades por se tratar de um experimento dependente de muitas variáveis e com fenômenos importantes concentrados em uma pequena região, que é a do orifício. [5] Neste caso, é apropriado fazer uma análise numérica. Uma metodologia promissora se baseia na utilização de códigos de Dinâmica dos Fluidos Computacional – CFD, que permitem uma análise do escoamento em um amplo nível de detalhamento e de forma mais barata que a experimental.

O objetivo deste trabalho é estudar o fenômeno quebra-sifão com ferramentas de CFD e avaliar um modelo numérico que é, em teoria, capaz de representá-lo corretamente. Para possibilitar a validação do modelo testado, um experimento disponível na literatura foi simulado.

Uma modelagem numérica validada pode vir a ser utilizada no projeto e analise de acidentes do RMB e de outros reatores de piscina aberta.

2. METODOLOGIA

Um experimento disponível na literatura [4] foi simulado numericamente no software Ansys CFX [6]. Os dados experimentais foram utilizados como parâmetro de comparação para os resultados numéricos.

2.1. Geometria e Condições de Contorno

A Fig. 2 mostra as condições de contorno e a geometria utilizadas nas simulações.

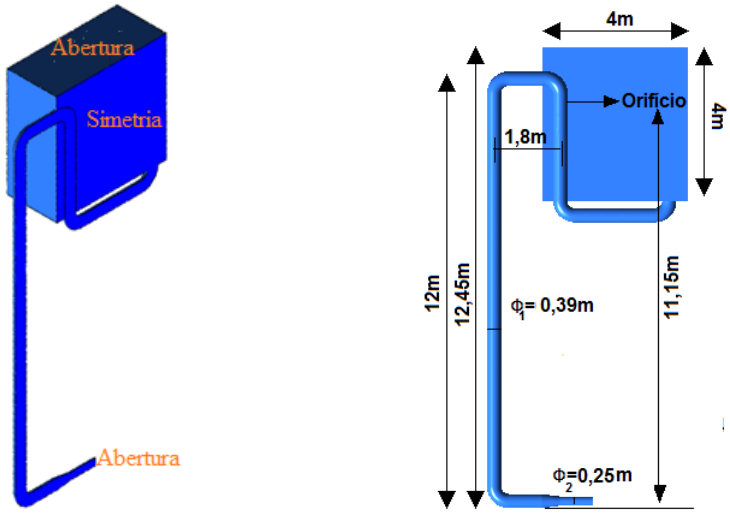


Fig. 2. Condições de contorno (esquerda) e geometria (direita) utilizada nas simulações. [5]

As condições de contorno utilizadas foram: abertura para a atmosfera no topo da piscina e no local de saída de água se a tubulação for rompida, condição de parede lisa (um coeficiente de perda de 0,505 foi inserido ao final para contabilizar as perdas de carga), coeficiente de arrasto de 0,44. Um plano de simetria foi definido para diminuir o tamanho da malha e o tempo de processamento. Os fluidos considerados foram água e ar a 25°C.

A geometria é fiel às dimensões dos componentes utilizados para o experimento feito por Kang et. al. [4]. O diâmetro do orifício foi definido como 40 mm.

2.2.Malha

A malha foi gerada no programa Ansys Workbench 16.1 [6]. Foram utilizados elementos de 0,02 m. No orifício, foi feito um refinamento com elementos dez vezes menores. Para melhorar a qualidade dos cálculos, foi utilizado o recurso *inflation* com cinco camadas nas proximidades das paredes.

2.3. Parâmetros numéricos

Foi feita uma simulação transiente do escoamento, utilizando um passo no tempo que variou entre o mínimo de 0.001 s no início dos cálculos, quando há uma tendência à instabilidade, até o máximo de 0,04 s, no momento em que apenas água está fluindo pela tubulação. Quando o ar começa a entrar pelo orifício, o cálculo novamente tende à instabilidade e, por isso, o passo no tempo foi reduzido para 0,01 s.

Os modelos de superfície livre são incapazes de representar corretamente a interação entre os fluidos durante a quebra de sifão, como mostrado por Matozinhos et. al. [5]. Neste trabalho, os fluidos foram definidos como contínuos e o modelo de interface de mistura foi utilizado. O modelo de turbulência utilizado foi o SST.

3. RESULTADOS

A Fig. 3 mostra a evolução do escoamento na simulação.

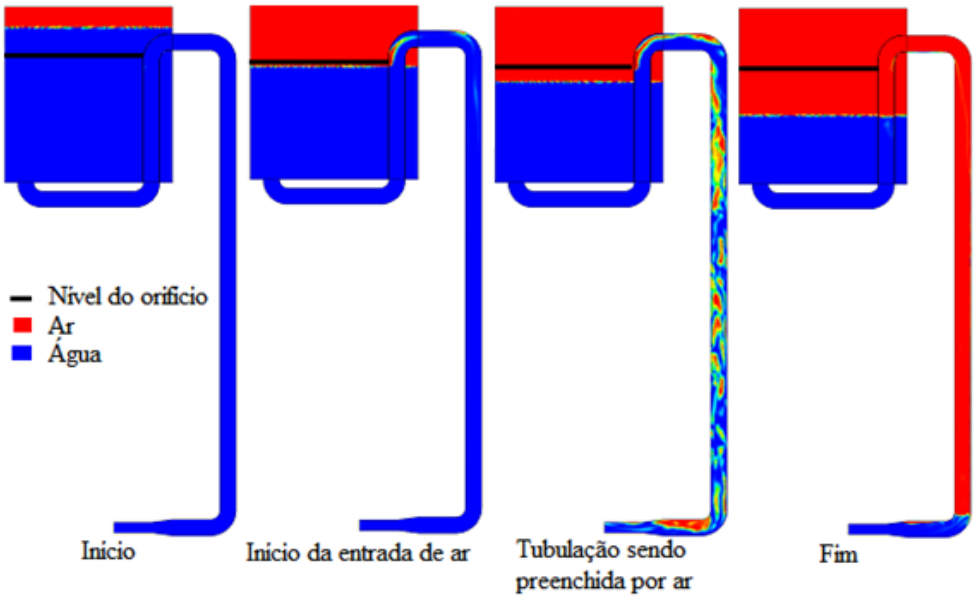


Fig. 3. Evolução do escoamento na simulação.

Na primeira imagem da Fig.3, o nível de água ainda não chegou ao orifício e a água está saindo pela tubulação. Na segunda, ocorre o início da entrada de ar, pois a água atingiu o nível do orifício. Na terceira, é possível observar a atuação do dispositivo de quebra de sifão, pois a tubulação está sendo gradativamente preenchida por ar até que, na última imagem, verifica-se a quebra do efeito sifão ocorrendo devido ao orifício na tubulação. Como esperado, a presença do orifício do quebra-sifão fez restar água na piscina, mesmo após a ruptura da tubulação.

A Fig. 4 mostra os pontos de medição de pressão diferencial e a comparação entre os perfis obtidos numérica e experimentalmente.

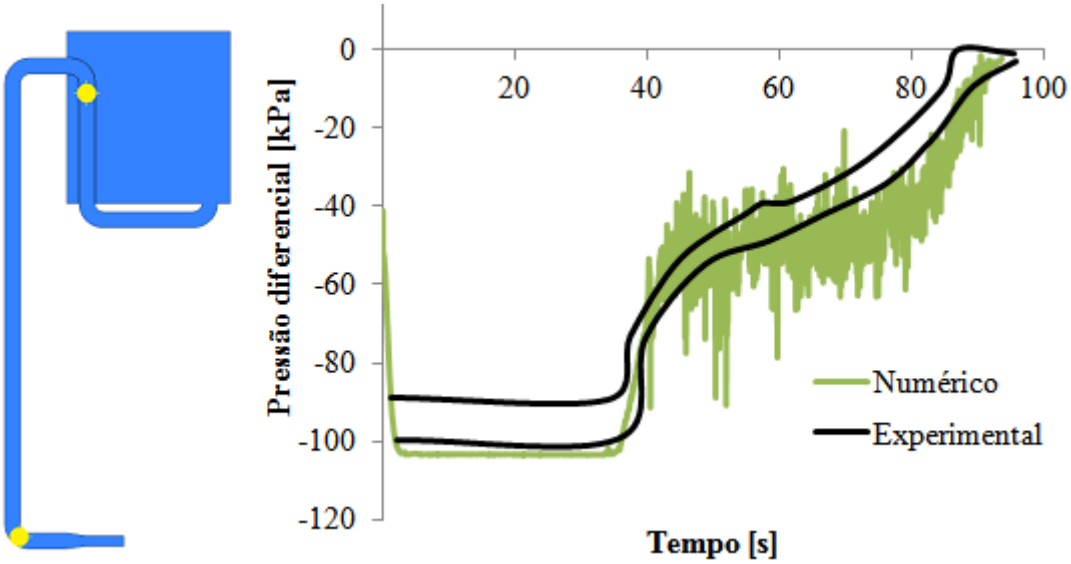


Fig. 4. Pontos de medição de pressão diferencial e comparação entre o perfil numérico e experimental [4].

Observa-se uma coerência entre os resultados numéricos e experimentais obtidos por Kang et. al. [4].

A Tab. 1 apresenta a comparação entre os valores de nível de água restante na piscina obtidos numérica e experimentalmente.

Tab. 1. Nível de água restante na piscina obtidos numérica e experimentalmente

	Experimental	**Numérico**	**Diferença**
Nível de água restante na piscina	1,92 m [5]	1,65 m	14 %

Dada a complexidade do fenômeno e a ausência de detalhes da geometria, considera-se que o modelo está satisfatório, permitindo uma estimativa do nível de água restante na piscina e uma análise qualitativa do perfil de pressões na tubulação.

4.CONCLUSÃO

Neste trabalho foi feito um estudo do fenômeno quebra-sifão com ferramentas de dinâmica dos fluidos computacional. A modelagem numérica foi abordada para um diâmetro do orifício e o resultado obtido foi comparado com resultados experimentais disponíveis na literatura.

O modelo numérico utilizado (heterogêneo com interface de mistura) foi capaz de captar o fenômeno de quebra-sifão, mostrando também a mistura bifásica dentro do tubo. A análise do perfil de pressão diferencial do escoamento se mostrou coerente com a experimental disponível na literatura. Foi obtida uma diferença de 14% entre o valor numérico e experimental para o nível restante de água na piscina. Este valor foi considerado aceitável devido à alta complexidade do fenômeno e à falta de informações

exatas sobre o equipamento experimental. O modelo numérico parece estar satisfatório e sua aplicabilidade a outros diâmetros do quebra-sifão será analisada em trabalhos futuros.

AGRADECIMENTOS

Este projeto de pesquisa conta com o apoio das seguintes instituições brasileiras: Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG), Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI) e Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] C.A.M. Silva. “Tecnologia Dos Reatores Nucleares de Potência e de Pesquisa”, I Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações, Belo Horizonte, 29-31 de maio de 2012.

[2] J.A. Perrotta, I.J. Obadia. “The RMB Project Development Status” 2012; International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization; Rabat, 14-18 Novembro (2011)

[3] http://www.cnen.gov.br/noticias/noticia.asp?id=1430

[4] Kang, S. H., et al. “Experimental study of siphon breaking phenomenon in the real-scaled research reactor pool”. Nuclear Engeneering and Design, Volume 255, pp.28-37. (2013)

[5] C.F. Matozinhos, et. al., “Simulação em CFD do Efeito Quebra Sifão em um Reator de Pesquisa”, International Nuclear Atlantic Conference; São Paulo, 4-9 Outubro (2015).

[6] Ansys Multiphysics 16.1, User manual, ANSYS Ltd., USA (2016).

Id.: EN-09

PROPOSTA DE DESENVOLVIMENTO DE BRAÇO MANIPULADOR MECÂNICO PARA ATIVIDADES COM RADIAÇÃO

Eldrick D' Martins, Wallen Ferreira De Souza, Amir Zacarias Mesquita, Arthur Ferreira

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN)
Campus da UFMG - Pampulha - CEP 31270-901. Belo Horizonte –MG)
eldrick@oi.com.br

Palavras-Chave: Manipulador, robótica, radiação ionizante, Phyton, LabVIEW, DAS

RESUMO

Na atualidade são notáveis os avanços da robótica e automação que são empregados para as mais diversas áreas da atuação humana, como nos automóveis com sistemas automatizados que auxiliam da dirigibilidade, sistemas de voo de aeronaves, robôs industriais que melhoram a produtividade e segurança do ambiente de trabalho, entre diversos outros. Uma área que ainda encontra-se deficiente da utilização destas tecnologias, é a de operação em ambientes com a presença de radiação prejudicial ao ser humano. Tendo em vista este motivo, encontra-se em fase de pesquisas e desenvolvimento, no Laboratório de Termohidráulica do CDTN, um protótipo capaz de executar tarefas em ambiente com presença de radiação, utilizando-se de operação remota que replica os movimentos do braço do operador. Pretende-se através de sistema de aquisição de dados de extração direta da plataforma de controle do protótipo já existente, juntamente com a aplicação de equipamento desenhado para este fim fabricado pela empresa National Instruments, modelo DAQ 6211, executar tarefa de aquisição de dados de leitura dos sensores de posição utilizados nas juntas. Este procedimento visará criar volume de informações suficientes para modelar técnicas de controle como a aplicação de controle de erro e PID (proporcional, integral e derivativo), que serão utilizadas para aprimorar o *software* e a eletrônica do modelo. Estes dados serão utilizados para projeto de novo equipamento que contará com maior número de movimentos e melhor precisão, podendo ser utilizado para fins práticos como atuação em ambientes contaminados. Será também utilizado como base tecnológica para desenvolver modelo que possa se locomover, a fim de ser utilizado no resgate de fontes ou operações emergenciais em ambientes contaminados por materiais radioativos ou outros materiais nocivos à saúde humana.

1. INTRODUÇÃO

Na área nuclear ainda é possível observar a exposição de pesquisadores, técnicos e trabalhadores em geral, a doses de radiação consideráveis, devido a falta de meios práticos e eficientes de protegê-los, sendo alguns destes de difícil aplicação devido ao peso, custo operacional ou dificuldade de operação, fazendo com que estes sejam inviáveis para determinadas situações. Observando os importantes recursos que a robótica e a automação vem nos oferecendo nos tempos atuais, é imperativo pensar na possibilidade de utilização destes em atividades onde a radiação seja fator de risco à saúde, tendo o potencial de diminuir ou mesmo eliminar a dose absorvida pelo trabalhador em desempenho de sua atividade ou em situações de emergência.

Neste sentido, é importante salientar dois ramos de atuação, sendo eles as atividades rotineiras e repetitivas e aquelas que possuem natureza especial, inédita, imprevisível, exploratória, altamente experimental, entre outras. No primeiro caso citado, tem-se aplicações diversas dentro da área das radiações de sistemas robóticos automatizados utilizados com sucesso incontestável, melhorando aspectos de segurança e produtividade das atividades desenvolvidas. Como exemplo pode-se citar o sistema de braço robótico utilizado na Unidade de Pesquisa e Produção de Radiofármacos do CDTN/CNEN, onde parte importante do processo é executada automaticamente (Fig. 1).

Fig. 1. Célula quente com Teleoperador no Laboratório da Unidade de Pesquisa e Produção de Radiofármacos – UPPR do CDTN

Outra atividade executada rotineiramente no CDTN de maneira manual, mas que poderia ser robotizada, é a manipulação de amostras irradiadas no reator nuclear de pesquisa TRIGA, conforme mostrada na Figura 2.

Fig. 2. Operador retirando amostra irradiada no reator nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1 do CDTN. (Foto: Mesquita, A.Z. [6])

Em contra partida, existem algumas atividades, que demandam sistemas mais versáteis e inteligentes devido a sua natureza, sendo que os sistemas existentes ainda não possuem sistema de inteligência suficiente para isso. A solução encontrada, foi inspirada no sistema chamado teleoperador, que segundo

Fu (1987) [1], foi o formador da base tecnológica utilizada para a robótica atual, desenvolvido no intuito de manipular a distância materiais perigosos, como os materiais radioativos, sendo utilizado também na exploração de petróleo e gás em plataformas submarinas, logo após a Segunda Guerra Mundial. Este sistema ainda é utilizado para operação de células quentes como exemplo na Fig. 1, sendo um artifício que aumenta a distância entre o operador e a fonte radioativa, melhorando a segurança.

2. METODOLOGIA

Para obtenção das características necessárias, este trabalho utilizou como ponto de partida o trabalho de Martins (2015) [2], que caracteriza-se pela utilização de um conceito de operação a distância de braço robótico com similaridade anatômica com o braço humano [2]. A partir desta base, foi construído um protótipo capaz de replicar parte dos movimentos do braço do operador através de controle remoto com fio acoplado ao braço do operador, dando liberdade ao mesmo de executar tarefas a vários metros de distância do local de risco.

Para atender as necessidades relacionadas a radiação ionizante, é preciso melhorar e adaptar os sistemas desenvolvidos até o momento, atentando-se para o risco da radiação causar mau funcionamento ou danos permanentes a circuitos eletrônicos e diminuição da vida útil de materiais de engenharia [3].

2.1 Controles

O comando do equipamento é executado através dos movimentos do braço do operador, sendo este paramentado de dispositivo que transforma estes movimentos em sinais elétricos, com o auxílio de potenciômetros posicionados de maneira a variar sua posição quando ocorre a mudança de posicionamento do braço do operador. Este mesmo tipo de sensor encontra-se posicionado nas juntas do manipulador, criando uma informação de posicionamento da articulação que é captada por uma unidade de controle (Arduino). Este circuito utiliza um *software* para calcular a necessidade de movimentação do equipamento e comanda os motores de corrente contínua criando circuito em malha fechada conforme Fig. 3 [2].

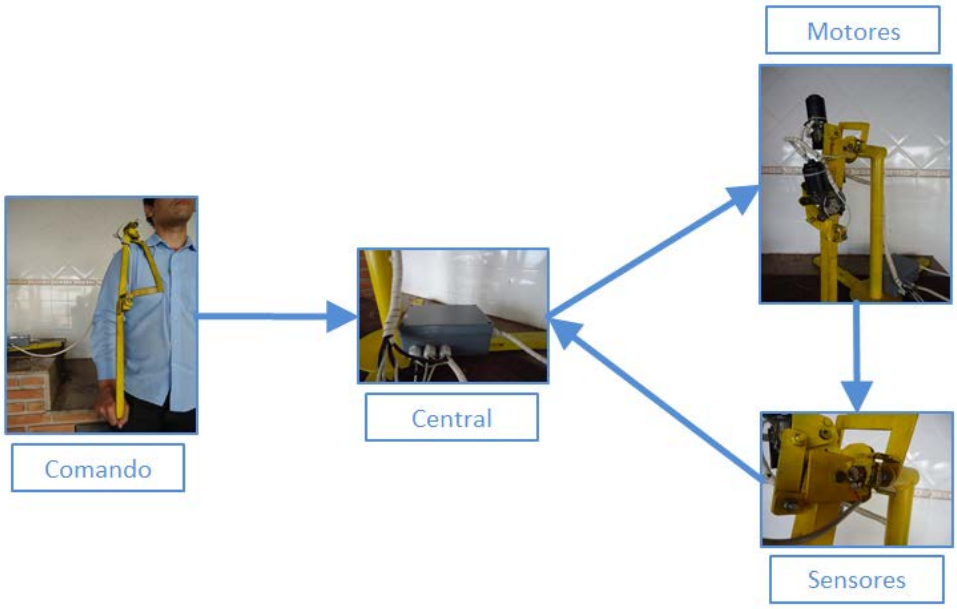


Fig. 3. Fluxograma de funcionamento dos comandos [2].

Este sistema possui deficiências, as quais são objetivo do presente trabalho sanar ou minorar, como a diminuição do erro de posicionamento e das oscilações produzidas pelo sistema em algumas posições estacionárias, características indesejáveis para movimentação de precisão.

Para cumprimento destes objetivos, é preciso investigar as causas dos problemas e suas possíveis soluções, através das etapas descritas abaixo:

1. Análise preliminar com osciloscópio;
2. Utilização de sistema da National Instruments, modelo DAQ 6211 para coleta de dados simultâneos de vários pontos;
3. Elaboração do plano de correção de erros.

As etapas 1 e 2 têm como objetivo diagnosticar as causas dos problemas, e a etapa 3 de saná-los.

Na etapa 3, serão executadas modificações de *software* que poderão incluir implantação de controle PID (Proporcional Integral e Derivativo), tratamento estatístico de erro de leitura, controle adaptativo, entre outros. Estas mudanças podem demandar maior poder computacional, o que pode representar a necessidade de implementar um tratamento de dados através de um PC. Para os circuitos eletrônicos, caso necessário, será melhorada a característica de filtragem de ruídos aplicado aos sensores.

2.2 Mecânica

Esta irá sofrer uma completa reformulação, com o objetivo de permitir maior número de movimentos, que serão executados com maior precisão, acrescentando melhoria no torque das juntas e também melhoria dos elementos de transmissão, ficando com aspecto semelhante ao da Fig. 4.

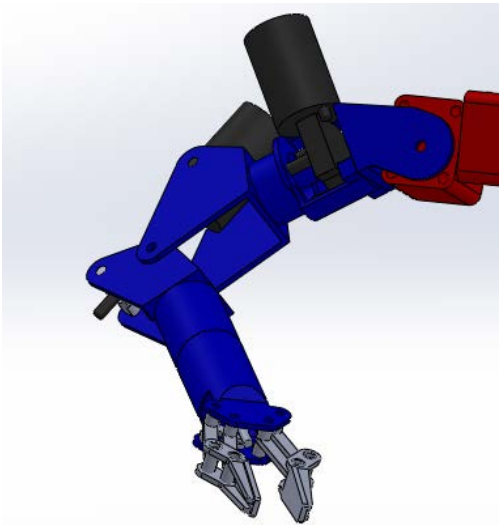


Fig. 4. Modelo utilizando o programa Solidworks de braço com 6 movimentos [5].

2.3 Proteção radiológica

Em relação à radiação ionizante, é importante observar fatores, como a natureza da radiação de trabalho do equipamento, sua taxa de dose e também a energia das partículas que atuarão sobre os componentes. Um fator importante de projeto, é que os componentes devem ser dimensionados para não apresentarem falhas oriundas da exposição à radiação quando operado dentro de seus limites de projeto, a fim de dar confiabilidade ao sistema. Entre as técnicas que podem ser utilizadas, destacam-se:

- Estudo do envelhecimento dos componentes submetidos à radiação ionizante;
- Utilização de componentes certificados quanto à proteção a radiação ionizante;
- Observância dos limites de operação de componentes não certificados;
- Aplicação de blindagens específicas;
- Definição dos limites de operação do equipamento.

3. RESULTADOS

Como resultado pretende-se obter um sistema capaz de executar tarefas precisas em ambientes com a presença de radiação ionizante até os limites previstos em projeto, podendo ser aplicado em células quentes, atendimento de emergências radiológicas, localização de fontes, manutenções em equipamentos, entre outros, isto tudo sem que haja necessidade de que o Homem seja exposto à radiação. Este equipamento pode ainda englobar características como controle via rádio e sistema de câmeras e monitor os quais podem ser utilizados para afastar ainda mais o trabalhador da fonte.

4. CONCLUSÃO

É importante salientar que devido ao princípio ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*) que é um acrônimo para a expressão "tão baixo quanto razoavelmente exequível" [4], toda atividade que envolva radiação ionizante, deve ser executada de maneira a manter as doses sofridas pelo trabalhador o mais baixa possível, afim de evitar os efeitos nocivos da mesma. Sendo assim, este equipamento pode trazer um novo nível de proteção a atividades as quais atualmente só podem ser executadas por seres humanos, criando uma presença virtual do trabalhador, através de uma identidade por parte do trabalhador com o equipamento, que se movimentará e assumirá posição semelhante a seu próprio membro, podendo ser ferramenta fundamental em situações nocivas e inusitadas.

AGRADECIMENTOS

Esta pesquisa é apoiada pelas seguintes instituições: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (Fapemig), Centro Universitário Unis-MG e Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) e Instituto Nacional para Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI).Deixo também meu agradecimento aos colaboradores, Alexandre de Oliveira Lopes, Mike Gomes de Souza, Orlando Junior Leonel Martins, Paulo Carvalho Souza, Wagner Roberto da Silva.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] K. Fu, R. Gonzales, C. Lee, "Robotics: Control, Sensing, Vision, and Intelligence", McGraw-Hill (1987).

[2] E. Martins, "Braço Manipulador de Similaridade Anatômica com Replicação Intuitiva de Movimento", Trabalho de Conclusão de Curso, Centro Universitário Unis-MG (2015).

[3] A. Avram, Estudo de um sistema robótico móvel tele-operado para inspeção deinstalações nucleares, Dissertação M.Sc., Universidade Federal Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, (2008).

[4] www.saude.pr.gov.br.

[5] SolidWorks, SolidWorks 2011 User Manual. Dassault Systèmes, Massachusetts, USA, (2011).

[6]. Mesquita, A.Z.; Costa, A.C.L.; Souza, R.M.G.P. "Modernisation of the CDTN IPR-R1 TRIGA Reactor Instrumentation and Control". International Journal of Nuclear Energy, Science and Technology (Print), v. 6, p. 153-165, (2011). DOI: http://dx.doi.org/10.1504/IJNEST.2011.041649

Id.: EN-10

ESTUDO DO EFEITO DO BORO NA REATIVIDADE DO REATOR NUCLEAR DE PESQUISA TRIGA IPR-R1

Isabela C. Reis[1], Amir Z. Mesquita[1], Roberto Pellacani G. Monteiro[1], Rosemary Gomes do Prado Souza[1], Alexandre Melo de Oliveira[1], Sincler Meireles Peixoto[1]

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN[1]
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627 – Campus UFMG
31270-901 Belo Horizonte, MG
icr@cdtn.br

Palavras-Chave: boro, reatividade, controle químico, reator nuclear

RESUMO

As principais funções da água de refrigeração dos reatores nucleares a água pressurizada (PWR) são como meio de transporte de calor do núcleo para o gerador de vapor e moderação de nêutrons rápidos produzidos pela fissão nuclear. Para controle da reatividade, o ácido bórico é adicionado na água de refrigeração, o que traz como benefícios a redução da dependência das barras de controle, economia do combustível e melhor distribuição da potência no núcleo durante a operação normal. O ácido bórico é utilizado nos reatores PWR no controle fino da reatividade durante as operações e nas trocas de elementos combustíveis, em grandes concentrações, para garantir a subcriticalidade do núcleo. Este trabalho apresenta uma proposta para condução de uma série de experimentos de medida da variação da reatividade (neutrônica) do núcleo de reatores, por meio da inserção de amostras com concentrações diferentes de ácido bórico no tubo central do reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1. Reator este localizado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, em Belo Horizonte. Depois de irradiadas, as amostras serão caracterizadas pela técnica de espectrometria gama. Como resultado desta pesquisa, será levantada uma correlação entre este importante absorvedor de nêutrons na reatividade do reator. Além disto, a partir do método em desenvolvimento, neste trabalho, outros estudos poderão ser realizados. Entre as novas investigações que poderão ser feitas podem-se citar a influência de outros produtos químicos, como nanofluidos, que podem ser adicionados na água para melhorar os coeficientes de transferência de calor. Assim, este trabalho está contribuindo com resultados importantes para a tecnologia de reatores nucleares.

1. INTRODUÇÃO

O controle de um reator nuclear é regido por uma grandeza denominada reatividade. A reatividade pode ser definida como a medida do afastamento de um reator nuclear em relação a sua criticalidade, em qualquer instante de tempo, e é igual à diferença entre a unidade e o inverso do fator de multiplicação. Assim, através da inserção ou remoção de reatividade controla-se a população de nêutrons no núcleo do reator, estabelecendo dessa forma os níveis de potência desejados [1, 2]. Em reatores PWR, diversos são os parâmetros que influenciam a reatividade do núcleo. Entre eles, destaca-se a concentração de ácido bórico, objeto de estudo deste trabalho. Outros parâmetros que influenciam na reatividade neutrônica são: temperatura média do moderador, temperatura do combustível, concentração de produtos de fissão (principalmente, xenônio e samário) posição das barras de controle e regulação [3].

O boro como ácido bórico é dissolvido na água do circuito primário de reatores PWR a fim de reduzir a população de nêutrons através da absorção neutrônica do boro-10. A concentração de ácido bórico é imposta pelas características do núcleo e pela queima do combustível. O boro natural contém cerca 20% de ^{10}B [4], o isótopo útil na absorção neutrônica. Isso significa que o teor de boro total necessário, começa dentro da faixa de 1000-2000 ppm e diminui, progressivamente, devido a absorção de nêutrons. Ao mesmo tempo o reator queima seu combustível. No final do período de queima do combustível, de quaisquer dos ciclos de queima, a concentração de boro alcança poucos ppm ou está próxima de zero [4]. No desligamento para abastecimento do reator, o ácido bórico também é injetado em altas concentrações a fim de absorver todos os nêutrons térmicos e extinguir a reação de fissão.

Neste trabalho será apresentado o procedimento de um experimento para análise da influência da concentração de boro na reatividade, através da inserção de várias amostras de água contendo diferentes concentrações de ácido bórico, no tubo central do reator de pesquisa TRIGA IPR-R1. O TRIGA é um reator de pesquisa refrigerado a água leve desmineralizada cujo núcleo é composto de 63 elementos combustíveis cuja parte ativa é composta por uma dispersão homogênea de urânio enriquecido em 20% do isótopo U-235 em uma matriz de hidreto de zircônio. O núcleo tem como blindagem biológica, em relação ao topo do poço, aproximadamente 4,88 m de água. O tubo central, local onde as amostras serão inseridas, está localizado no centro do núcleo do reator, possibilitando a irradiação das amostras no ponto de fluxo máximo, e de onde pode-se extrair feixes colimados de nêutrons e de radiação gama. Na Fig. 1, tem-se um desenho do conjunto núcleo refletor com seus principais componentes [5, 6].

2. METODOLOGIA

O experimento para determinação do efeito do boro na reatividade será realizado no reator de pesquisa TRIGA IPR-R1, através da inserção de amostras com concentrações diferentes de ácido bórico, no tubo central do reator, na posição de fluxo máximo. O experimento será dividido em três etapas: preparação das amostras de água borada, testes experimentais no reator de pesquisa e caracterização das amostras antes e após a irradiação.

2.1. Preparo das Amostras

Água deionizada deve ser utilizada para preparar as amostras a serem irradiadas. Cada amostra deve conter diferentes concentrações de ácido bórico conforme mostrado na Tab. 1. As concentrações, mostradas na tabela, foram escolhidas por serem representativas do refrigerante dos reatores PWR. As amostras são mais concentradas devido ao pequeno volume do porta-amostras e do tubo central do reator TRIGA, onde estas serão inseridas. As concentrações foram calculadas de modo a se ter um valor significativo na reatividade, conforme cálculo realizado com o código Serpent/Monte Carlo [7] .

Após o preparo, as amostras serão acondicionadas em tubos de polietileno de 15 cm³ testados e colocados no recipiente porta-amostras de alumínio de 49 cm³, fechado com tampa também de alumínio.

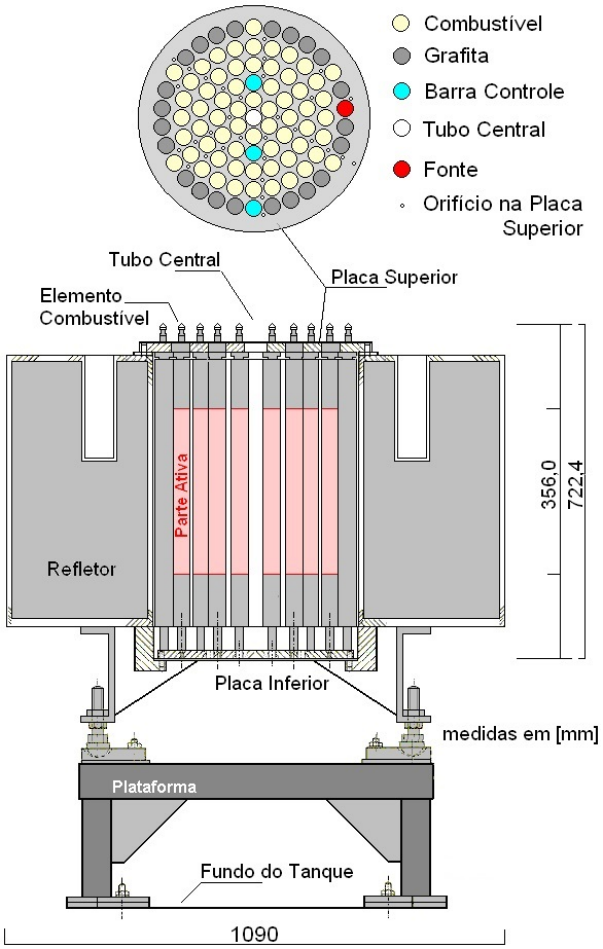


Fig. 1. Conjunto núcleo refletor do reator nuclear TRIGA IPR R-1 [5].

Tab. 1. Concentrações das soluções de ácido bórico.

Identificação das amostras	**Concentração (ppm)**
Amostra 1	0
Amostra 2	10000
Amostra 3	15000
Amostra 4	20000
Amostra 5	25000
Amostra 6	30000
Amostra 7	35000
Amostra 8	40000

2.2. Determinação do Efeito do Boro na Reatividade do Reator TRIGA IPR-R1

As variações de reatividade ($\Delta\rho$) do núcleo do reator induzidas por diferentes concentrações de ácido bórico serão medidas usando as técnicas da reatividade nula e do período assintótico [8].
O método estático da reatividade nula consiste em inserir a reatividade a ser medida num reator crítico e restabelecer a criticalidade por meio da retirada das barras de controle calibradas. A variação na

reatividade (Δρ) é determinada pela variação das posições das barras de controle. Já o método dinâmico do período assintótico se atém à dependência do período assintótico do reator com a reatividade inserida [8].

Os experimentos serão realizados com o reator frio e operando a baixa potência, para não haver influência da temperatura. As amostras serão irradiadas durante o tempo necessário para que ocorra mudança na reatividade. Após a irradiação, as amostra serão deixadas alguns minutos no suporte de amostra, à temperatura ambiente, devido a radionuclídeos de vida muito curta diminua. A posição de inserção das amostras será no tubo central do núcleo (Fig. 2). Este é o canal de irradiação do reator TRIGA IPR-R1 onde se tem o maior fluxo neutrônico, portanto, onde a colocação de um material absorvedor é mais significativo.

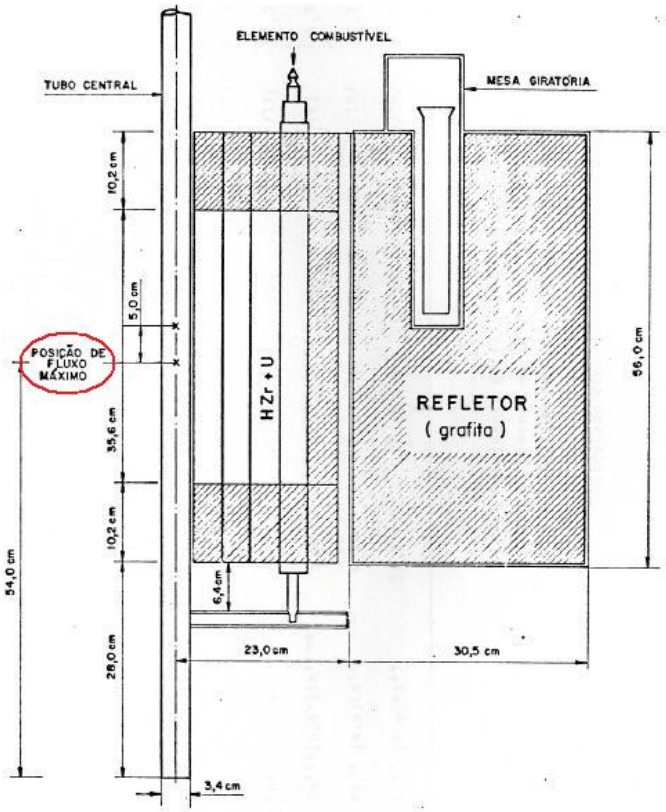


Fig. 2. Locação das amostras no tubo central [6].

3. RESULTADOS

3.1. A Influência da Concentração de Ácido Bórico

O ácido bórico é usado na água do primário de reatores PWR como um absorvedor solúvel de nêutrons térmicos. Sua concentração é máxima no início da vida do combustível e diminui a 0 ppm no fim do período de queima do combustível. No desligamento para abastecimento do reator, o ácido bórico também é injetado em altas concentrações a fim de absorver a totalidade dos nêutrons térmicos e extinguir a reação de fissão.

Na reação de fissão do U-235 os nêutrons rápidos são termalizados pela colisão elástica com átomos de hidrogênio da água. Os nêutrons térmicos são capturados pelo isótopo 10 do boro, contido nas amostras como ácido bórico, conforme a reação a seguir:

$$^{10}B + n_{térmico} \rightarrow {}^{7}Li + {}^{4}He + 2{,}35MeV$$

A absorção de nêutrons pelo boro-10 provoca uma perturbação no sistema do reator, alterando o fluxo neutrônico e o fator de multiplicação efetivo, resultando na queda de reatividade e, consequentemente na queda de potência do reator.

3.2. Caracterização das Amostras

O pH no circuito primário é dependente da temperatura local e da química da água existente, principalmente das concentrações de boro e lítio. Em reatores nucleares, o valor do pH influencia no campo de radiação da planta e nas taxas de corrosão dos materiais do sistema primário e secundário. Já a condutividade elétrica é um indicador que revela a concentração total de impurezas iônicas. O aumento do nível de muitas impurezas iônicas influencia adversamente no campo de radiação, na corrosão dos materiais do sistema de refrigeração e no desempenho do combustível. Portanto o conhecimento dos valores de pH e condutividade nas amostras é de grande importância.

Após o preparo das amostras, serão medidos o pH e a condutividade das mesmas. Depois de irradiadas, além do pH e da condutividade, as amostras serão caracterizadas pela técnica de espectrometria gama. Ao final desta fase de caracterização das amostras, serão obtidas as relações de pH e condutividade para as várias concentrações de ácido bórico. Além disso, será possível analisar se houve mudança estatisticamente significativa desses parâmetros nas amostras após a irradiação das mesmas no reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1.

4. CONCLUSÃO

Em reatores PWR o ácido bórico é utilizado diluído na água do primário, para controle da reatividade, o que trás como benefícios a redução da dependência das barras de controle, melhoria na utilização do combustível e melhor distribuição do fluxo de nêutrons no núcleo durante a operação normal. Neste trabalho será avaliada a efetividade desse absorvedor de nêutrons através da inserção de amostras com diferentes concentrações de ácido bórico no núcleo do reator de pesquisa TRIGA IPR-R1. A execução deste experimento possibilitará no final ter uma avaliação da influência do isótopo B-10 na reatividade do reator.

AGRADECIMENTOS

Esse projeto é apoiado pelas seguintes instituições brasileiras: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo a Pesquisa do Estado de Minas Gerais (Fapemig), Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) e Instituto Nacional para Reatores Nucleares Inovadores – INCTRNI.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] GIADA, M.R. "Determinação da reatividade do veneno queimável de $Al_2O_3 - B_4c$ em função da sua concentração no reator IPEN/MB-01". 93f. Dissertação – Instituto de Pesquisas Energéticas (IPEN). São Paulo (2005).

[2] BYRNE, J. "Neutrons, Nuclei and Matter: An Exploration of the Physics of Slow Neutrons". IOP Publishing Ltd. (1994).

[3] GOMES, K. "Controle preditivo neural aplicado ao processo de criticalidade da usina nuclear de Angra II". 208f. Dissertação – Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Rio de Janeiro (2008).

[4] NORDMAN, F. "Aspects on Chemistry in French Nuclear Power Plants". 14th International Conference on Properties of Water and Steam in Kyoto. Saint-Denis, p. 522-530 (1999).

[5] CDTN – CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR. "Relatório de Análise de Segurança do Reator TRIGA IPR-R1". Belo Horizonte, RASIN/TRIGA-IPR1/CDTN (2007).

[6] CDTN – CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR. "Manual de Operação do Reator TRIGA IPR-R1". Belo Horizonte, MO/TRIGA-IPR-R1/CDTN (2008)

[7] MEIRELES, S.P.; REIS, I.C.; MESQUITA, A.Z. "Cálculo da mudança de reatividade do reator TRIGA IPR-R1 em função da inserção de amostras de ácido bórico no tubo central". Nota Interna SETRE (2016) (em fase de redação).

[8] SOUZA, R. M. G. P.; MESQUITA, A. Z. "Procedimentos de testes neutrônicos e termohidráulicos no reator TRIGA IPR-R1 à 100 kW – núcleo com 63 E. C". Belo Horizonte, CDTN, NI-TR3-03/08 (2008).

Id.: EN-11

DESENVOLVIMENTO DE CÓDIGO TERMO-HIDRÁULICO PARA ANÁLISE DO FENÔMENO DE REMOLHAMENTO EM CIRCUITO EXPERIMENTAL REPRESENTATIVO DOS CANAIS DE REATORES DO TIPO *PWR*

Sabrina Priscila Alves Silva e Amir Zacarias Mesquita e Hugo Cesar Rezende

Serviço de Tecnologia de Reatores – Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear / Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN)
Campus da UFMG - Pampulha, Belo Horizonte, Brasil
sabrinapral@gmail.com

Palavras-Chave: Reinundação, remolhamento, reatores nucleares, termo-hidráulica, refrigerante.

RESUMO

Um processo de fundamental importância na ocorrência de um acidente com perda de líquido refrigerante LOCA (*Loss Coolant Acident*), em reatores nucleares refrigerados a água pressurizada (PWR) é a reinundação do núcleo ou o remolhamento dos combustíveis nucleares. Na ocorrência de um LOCA é necessário evitar que a temperatura do núcleo do reator atinja níveis inaceitáveis e restaurar o processo de resfriamento do mesmo, restabelecendo a remoção de calor adequada e o contato entre o líquido e a superfície aquecida. O Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN, instituição de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear CNEN/Brasil) vem desenvolvendo desde a década de 70 programas para permitir que o Brasil possa se tornar independente no campo da análise de segurança de reatores. Com esse intuito, nos anos 80 foi projetada, montada e comissionada uma Instalação de Testes de Remolhamento, no Laboratório de Termo-hidráulica deste Centro. Esta instalação tem por objetivo investigar os fenômenos termo-hidráulicos envolvidos na fase de reinundação de um Acidente de Perda de Refrigerante em um reator nuclear PWR. Como seqüência a este trabalho, sentiu-se a necessidade de se desenvolver um código termo-hidráulico que derivasse de uma análise teórica consistente e fosse capaz de simular as condições de testes da instalação. Este trabalho tem por objetivo dar continuidade ao estudo do fenômeno de remolhamento utilizando os resultados da Instalação de Testes de Remolhamento. Para isso, é feita uma análise dos modelos físicos e matemáticos que regem o fenômeno, bem como o desenvolvimento de um código termo-hidráulico de simulação do fenômeno de remolhamento em um circuito experimental representativo dos canais de refrigeração do núcleo de reatores *PWR.*

1. INTRODUÇÃO

A segurança das centrais nucleares é determinada em função de sua proteção contra as conseqüências que podem ser causadas por acidentes postulados. Um dos acidentes mais importantes é a perda de refrigerante no núcleo (*Loss of Coolant Accident – LOCA*) [1]. Na ocorrência deste acidente, mesmo após o reator ser desligado, é necessário manter a circulação do refrigerante, para a retirada do calor residual dos elementos combustíveis [2].

Durante as décadas de 70 e 80 foram desenvolvidos diversos trabalhos para a descrição e análise do processo de Reinundação e Remolhamento do combustível nuclear na ocorrência de um LOCA. Durante este período foi projetada, montada e comissionada no Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN uma Instalação de Testes de Remolhamento que tinha por objetivo investigar os fenômenos termo-hidráulicos envolvidos na fase de reinundação de um LOCA [3]. Para complementar o processo de comissionamento da Instalação de Testes de remolhamento, confrontou-se os resultados obtidos em dois testes típicos com

os resultados previstos pelo código Hydroflut (código alemão de simulação do fenômeno de remolhamento, desenvolvido pela empresa alemã *Kraftwerk Union*, KWU) [3].

2. OBJETIVOS

O objetivo principal deste trabalho é o desenvolvimento de um código termo-hidráulico, denominado REWET, que permitiu a simulação do fenômeno de remolhamento em um circuito experimental representativo dos canais de refrigeração do núcleo de reatores *PWR.*

Como objetivos secundários deste trabalho, podem-se citar:

- A análise dos modelos físicos e matemáticos que regem o fenômeno de remolhamento. Bem como o estudo e a resolução da equação do balanço térmico aplicado a um tubo eletricamente aquecido.
- A análise da evolução da temperatura de parede da seção de testes simulada no código REWET, em comparação com os resultados da Instalação de Testes de Remolhamento.
- Análise da evolução da frente de remolhamento simulada pelo código REWET e obtida experimentalmente.

3. METODOLOGIA

A Instalação de Testes de Remolhamento (ITR) montada no Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN permite que seja realizada a investigação dos fenômenos termo-hidráulicos envolvidos na fase de reinundação de um Acidente de Perda de Refrigerante. Através da utilização da mesma é possível realizar testes variando-se a temperatura inicial de parede da seção de testes, a temperatura e velocidade da água de refrigeração injetada, o fluxo de calor dissipado e a pressão do sistema.

A seção de testes nesta instalação é aquecida por efeito Joule, utilizando-se o próprio elemento combustível como resistência de aquecimento. Dez termopares tipo K (cromel-alumel) de 1,5mm de diâmetro, com isolação mineral e revestimento de aço inoxidável, medem a temperatura de parede ao longo da seção de testes.

Esses termopares foram encaixados em pequenos rasgos transversais na parede da seção de testes e soldados utilizando-se solda prata. A Fig. 1 mostra a distribuição longitudinal desses termopares. Cada termopar está defasado radialmente de 60° do termopar anterior, de maneira a obter-se uma distribuição em espiral dos mesmos [4].

O modelo físico de remolhamento foi interpretado a partir das seguintes condições simplificativas:

- A temperatura de parede deveria estar inicialmente entre 300^{o}C e 700^{o}C. O limite máximo é considerado levando-se em consideração as condições extremas dadas pelas propriedades físicas do tubo e da limitação da solda feita para fixar os termopares na seção de testes da ITR.
- A vazão de água na entrada do experimento deveria ser constante.
- A potência elétrica dissipada na seção de testes deveria permanecer constante durante todo o experimento.

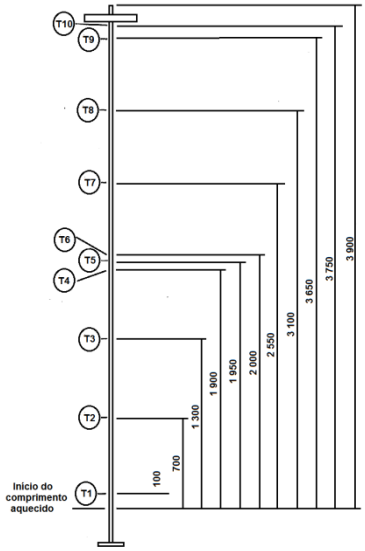


Fig. 1 – Distribuição dos termopares de parede ao longo da seção de testes.

Para o cálculo da temperatura de parede nas cotas da seção de testes a equação do balanço térmico de energia precisou ser resolvida. E o modelo matemático usado para o entendimento do fenômeno de remolhamento se deduziu a partir deste balanço térmico de energia em regime transitório.

A primeira simplificação feita foi na geometria do sistema. O sistema inicialmente cilíndrico foi considerado como uma placa plana, com uma largura de $2\pi R$. Ou seja, o cilindro é estendido após um corte ao longo de sua geratriz. A face externa do cilindro foi considerada isolada e a face interna em contato com o líquido refrigerante.

A Eq. 1 mostra a equação do balanço térmico encontrada:

$$-K\frac{dT}{dz}\,Edy + q_g Edydz = -K\frac{dT}{dz}\,Edy + \frac{d^2T}{dz^2}Edydz + h(T - T_{sat})dydz + \rho C\frac{dT}{dt}Edydz \quad (1)$$

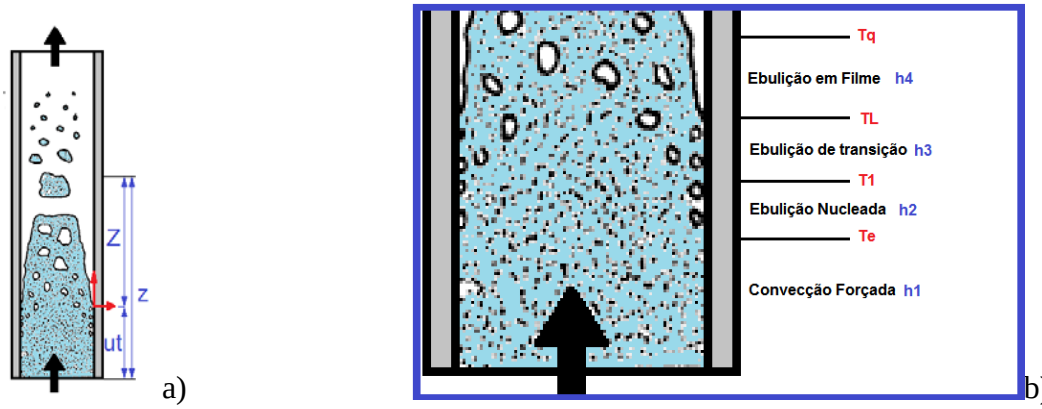
Em que simplificando:

$$T'' + \gamma^* T' - \frac{h\gamma^2}{KE}T = -\left(\frac{h\gamma^2 T_{sat}}{KE} + \frac{q_g\gamma^2}{K}\right) \quad (2)$$

A Equação 2 é uma equação reconhecida como Equação Diferencial do Segundo Grau não Homogênia Normal com Coeficientes Constantes [5]. Para a solução da equação do balanço de energia foi necessário realizar a seguinte mudança de variáveis:

$$z = Z + ut \quad (3)$$

Em que z é o comprimento da cota considerada e Z é a distância à frente de têmpera como pode ser observado na Fig. 2a. A regiões também foram subdividas e as temperaturas de contorno para cada nova região foram estabelecidas conforme mostrado da Fig. 2b.



a) b)

Fig. 2 – a) Novo sistema de referências adotado para a resolução da equação diferencial. b) Regiões adotadas para análise do modelo físico.

Para cada região foram encontradas as seguintes soluções:

Região molhada (Convecção Forçada e Ebulição Nucleada)

$$T = (T_1 - T_e)e^{m_1(1+Z)} + T_e \tag{4}$$

Região de Transição (Ebulição de Transição)

$$T = \frac{n_2(T_1 - T_{P2}) - m_1(T_1 - T_e)}{(n_2 - n_1)e^{-n_1}} e^{n_1 Z} + \frac{(T_1 - T_{P2})n_1 - m_1(T_1 - T_e)}{(n_2 - n_1)e^{-n_2}} e^{n_2 Z} + T_{P2} \tag{5}$$

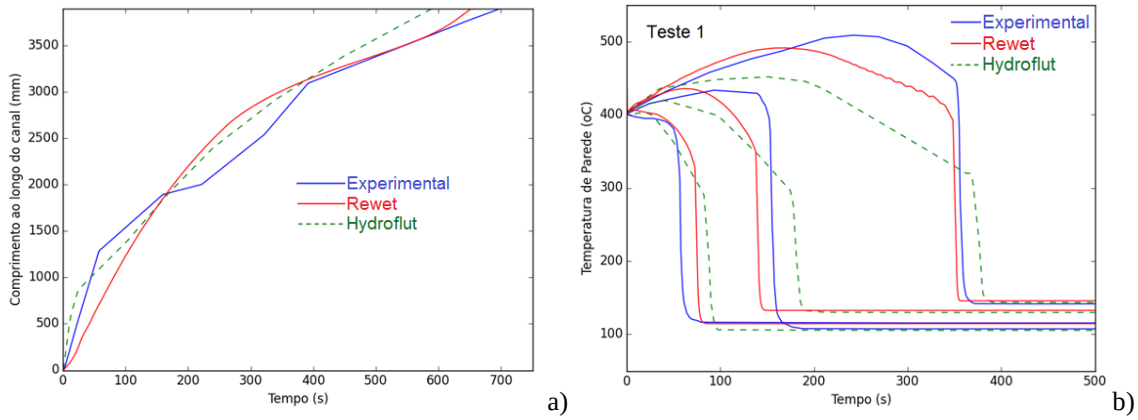
Região seca (Ebulição em Filme, Refrigeração de Neblina e Convecção de Vapor)

$$T = (T_L - T_{q)} e^{w_1 Z} + T_q \tag{6}$$

A linguagem de programação escolhida para a escrita do código REWET foi a linguagem Python, um *software* livre e dinâmico, com uma sintaxe simples e clara, frequentemente associado com grandes ganhos de produtividade e com a produção de programas de alta qualidade e de fácil manutenção [6]. Além disso, nos últimos anos as linguagens de código aberto como Python têm obtido apoio nas empresas e se estabelecido em organizações como Google, Yahoo e NASA, dentre outras que utilizam amplamente a arquitetura de *softwares* livres.

3. RESULTADOS

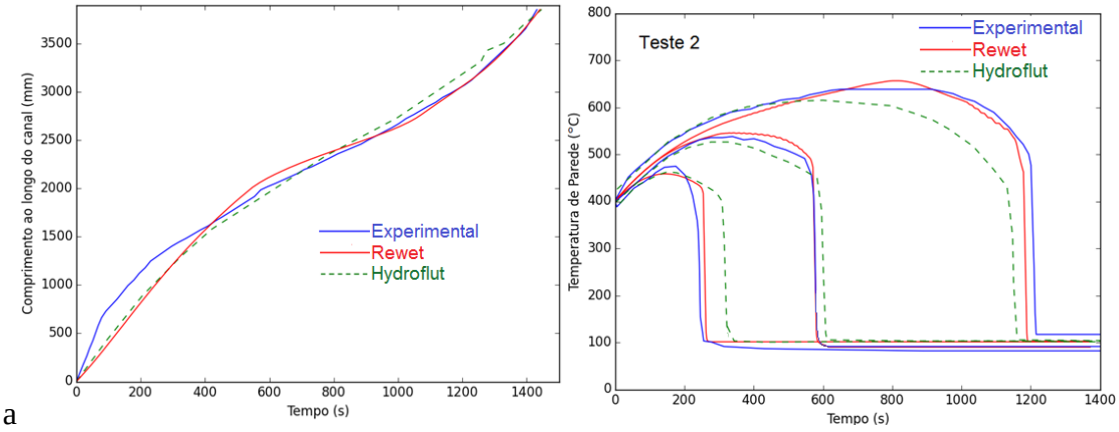
Após a elaboração do código REWET, os resultados encontrados foram confrontados com os dados experimentais obtidos na Instalação de Testes de Remolhamento do Laboratório de Termo hidráulica do CDTN juntamente com os resultados do código Hydroflut.



a) b)

Fig. 3. a) Evolução das temperaturas de parede para as cotas T3, T6 e T8. b) Evolução da frente de molhamento para o Teste 1.

A Fig. 3a apresenta a comparação das temperaturas de parede do tubo durante o processo de remolhamento para o Teste 1. A Fig. 3b mostra a evolução da frente de remolhamento também para o Teste 1. Durante o processo, a frente de remolhamento se deslocou com velocidades distintas para os dois códigos. Entretanto, o valor do tempo final de remolhamento do tubo calculado pelo REWET se aproximou mais do valor experimental do que o resultado do Hydroflut. No período de 500 a 600 segundos os resultados praticamente se igualam. A Fig. 4a apresenta a evolução da temperatura de parede para o Teste 2. É possível observar que também para este caso, os resultados do código REWET se aproximaram mais dos resultados experimentais. A Fig. 4b mostra a evolução da frente de remolhamento para o Teste 2. Durante o processo, as frentes de remolhamento, medidas e calculadas, também se deslocaram com velocidades distintas. Entretanto, o valor do tempo final de remolhamento do tubo calculado pelo REWET foi idêntico ao resultado experimental. A pesar das diferenças, também no período de 900 a 1400 segundos os resultados experimentais e do código REWET praticamente se igualaram.



a

a) b)

Fig. 4. a) Evolução das temperaturas de parede para as cotas T3, T6 e T8,Teste 2.

b) Evolução da frente de molhamento, Teste 2.

4. CONCLUSÕES

Através da realização deste trabalho foi possível simular o Fenômeno de Remolhamento em Circuito Experimental representativo dos canais de refrigeração do núcleo de reatores *PWR*. Foi feito um estudo da resolução da equação diferencial do balaço de energia, aplicada a seção de testes, que se adequou às situações de contorno estabelecidas pela Instalação de Testes de Remolhamento e foram gerados resultados utilizando os mesmos dados de entrada usados no comissionamento da Instalação.

Comparando os gráficos de evolução da temperatura da frente de remolhamento obtidos de forma experimental, com o REWET e com o Hydroflut, para todos os casos, houve um maior ajuste aos valores experimentais dos resultados do código REWET em relação ao Hydroflut. Para a evolução da frente de remolhamento inicialmente os valores calculados pelo Hydroflut se adéquam melhor aos valores experimentais. Entretanto, há momentos em que as curvas experimentais e calculadas pelo REWET praticamente se sobrepõem e o resultado final do tempo de remolhamento simulado no código REWET também se aproxima mais dos valores experimentais.

Para o teste 1 o tempo final para o remolhamento se aproxima mais do valor experimental que o tempo final obtido pelo Hydroflut. Já para o teste 2, os valores obtidos nos três casos são bem próximos.

AGRADECIMENTOS

Os autores destacam o agradecimento as seguintes instituições brasileiras: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (FAPEMIG), Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES) e Eletrobrás Eletronuclear.

REFERENCIAS

[1] Todreas, N. E., Kazimi, M. E. *Nuclear Systems I. Termal Hydraulic Fundamentals.* Universidade de Michigan. EUA,1990.

[2] Bankoff, S. G., & Afgan, N. H. *Heat Transfer in Nuclear Reactor Safety.* New York: Mc Graw-Hil, 1982.

[3] Cuevas, G. E. *Solução Analítica do modelo de remolhamento aplicado a uma barra seca superaquecida*. Belo Horizonte: CDTN, 1981.

[4] Rezende, H. C. *Projeto, Montagem e Comissionamento de uma Instalação de Testes de Remolhamento*. CDTN. Brasil, 1985.

[5] Boyce, W. E., DiPrina, R. C. *Equações Diferenciais Elementares e Problemas de Valores de Contorno.* LCT, 2010.

[6] Coelho, F. C. *Computação Científica com Python.* Petrópolis. RJ. Brasil, 2007.

Id.: EN-12

METODOLOGIA PARA VERIFICAÇÃO DA INTEGRIDADE DOS ELEMENTOS DE COMBUSTIVEL TIPO TRIGA MARK I DA GENERAL ATOMICS

Rogerio Rivail Rodrigues, Maritza Rodriguez Gual, Amir Zacarias Mesquita

CDTN/CNEN, Av. Antonio Carlos, 6627, Campus da UFMG, Belo Horizonte, MG
rogerio.rivail@gmail.com

Palavras-Chave: *sipping*, TRIGA, elemento de combustível, MCNP

RESUMO

O objetivo principal deste projeto é desenvolver uma metodologia para verificação de possíveis vazamentos em EC (elementos de combustível) de reatores nucleares de pesquisa tipo TRIGA Mark I. *Sipping* é uma palavra do idioma inglês que pode ser traduzido por "molhar". O teste de *siping* é um método onde elementos de combustível nuclear serão transferidos do núcleo do reator e colocados em um tanque de maceração e ao final o liquido de lixívia será analisado para perceber a presença, ou não, de produtos de fissão provenientes de falhas nos revestimentos dos elementos de combustível inspecionados. Uma correlação entre os componentes encontrados na água de refrigeração (lixívia) do tanque de *sipping* e a integridade dos combustíveis será elaborada. O reator a ser utilizado como referência será o reator nuclear de pesquisa TRIGA do CDTN (IPR-R1). Para isso foi projetado e fabricado no CDTN um dispositivo para realização deste teste nos elementos combustíveis deste reator. Como objetivo secundário: será realizada a inspeção em todos os elementos combustíveis do reator TRIGA, verificando se existem EC´s em seu núcleo que apresentam não conformidade de contenção de produtos de fissão. Em andamento está sendo realizado cálculo da distribuição de curvas de isodose no ambiente ao redor da superfície do poço do reator TRIGA utilizando o código Monte Carlo N-Particle Transport Code (MCNP) desenvolvido por Los Alamos National Laboratory. Este trabalho descreve o desenvolvimento do recipiente onde serão testados os elementos combustíveis do reator TRIGA, com a finalidade de verificar a existência, ou não, de liberação de produtos de fissão para a água do poço do reator em especial o isótopo Cs-137, principal marcador de vazamento de produtos de fissão em EC´s. Descreve também o método que será empregado para inspeção de todos os elementos combustíveis existentes no núcleo. A expectativa é a confirmação que os EC´s encontram-se em excelente estado de conservação, atendendo aos protocolos de segurança e garantindo assim a continuidade do uso do reator.

1. INTRODUÇÃO

O dispositivo desenvolvido para o teste de *sipping* para o reator TRIGA IPR-R1 foi construído no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN, para inspeção do revestimento dos elementos combustíveis deste reator [1]. Para a execução de teste é necessário calcular a isodoses de radiação gama na piscina em torno do dispositivo de teste *sipping*, onde os experimentos serão conduzidos [2]. Neste trabalho, se apresenta a metodologia e os resultados dos cálculos das doses de irradiação gama que os operadores do reator serão submetidos no momento da manipulação do dispositivo, quando o teste *sipping* estiver sendo realizado na borda da piscina do reator. Para o cálculo foi utilizado o código de transporte Monte Carlo MCNPX [3].

Este trabalho irá apoiar a avaliação da integridade estrutural dos elementos combustíveis do reator TRIGA relacionada com a possível fuga dos produtos de fissão. O cálculo da distribuição de curvas de isodoses ao redor da superfície do reator TRIGA é um dos requisitos para a seu licenciamento. Este serviço foi solicitado pela direção do CDTN, incluindo o cálculo das taxas de doses no Laboratório do Reator TRIGA. Esta iniciativa de desenvolvimento e melhoramento dos métodos para avaliação da integridade estrutural dos elementos combustíveis têm grande importância para a proteção ambiental.

O limite de doses acumulada recomendado pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-103) [4] é atualmente de 20 mSv/ano (média de 5 anos) para os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE) e para os indivíduos do público é 1 mSv/ano. Esses mesmos valores são adoptados pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) do Brasil (CNEN -NN- 3.01: 2014 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica).

Assim sendo, em termos práticos, é possível dividir os valores limites anuais pelo tempo de trabalho profissional, segundo as leis trabalhistas brasileiras, que representam em média 2000 horas por ano. Desta forma é possível estabelecer o se denomina Limites Derivados do Trabalho, que podem ser utilizados para efeito de planejamento, e controle de áreas [1].

Tais limites (não obrigatórios), aplicáveis para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos, poderão ser os que seguem [1]:

- 0,01 mSv/h
- 0,08 mSv / dia ou 80 μSv/ dia
- 0,4 mSv / semana ou 400 μSv/ semana
- 1,6 mSv / mês

As instalações onde fica o reator estão localizadas na Área Controlada - 1 do CDTN (AC-1) e como tal os operadores que lá se encontram são considerados Indivíduos Ocupacionalmente Expostos. Assim o valor de doses limite derivado para IOE calculado, considerando 2000 h de trabalho por ano, seria equivale a 0,01 mSv/h (10 μSv/h) [1].

Porém, é importante se saber que ultrapassar tais limites de taxa de dose não significa superdosagem, ou mesmo risco radiológico, visto que a dose acumulada é dada pela multiplicação da taxa de dose pelo tempo de exposição [1].

2- DESCRIÇÃO DO EXPERIMENTO E METODOLOGIA

O teste de “sipping” se baseia na lixiviação de componentes de um material submetido a um banho, geralmente e neste caso em água. Neste teste elementos combustíveis do núcleo do reator TRIGA serão colocados em um banho de 3 em 3 elementos e havendo defeitos no encapsulamento destes elementos combustíveis, pode haver fuga de produtos de fissão que estiverem expostos na superfície do tarugo elementar dentro do encapsulamento.

O fabricante do elemento de combustível (General Atomics, GA, USA) garante que a liga de hidreto de zircônio no qual o urânio combustível é dissolvido, retém 99,9% dos produtos de fissão formados em seu meio [5]. Porém os mesmos produtos de fissão que ficam expostos na superfície do tarugo combustível

dentro do elemento combustível podem-se desprender e se difundir para o meio, principalmente o césio 137 (^{137}Cs) cuja base química (CsOH) é extremamente solúvel em meio aquoso.

O dispositivo consta de um tanque e uma cesta de manuseio de EC, conforme mostrado, esquematicamente, na Fig. 1. Este conjunto foi confeccionado em alumínio comercial pela oficina mecânica central do CDTN, e seus componentes foram soldados no laboratório de soldagem do Serviço de Integridade Estrutural SEIES do CDTN, com solda especial tipo TIG, com elemento de solda para alumínio, e também anodizados.

Este equipamento encontra-se na sala do reator, em condições operacionais, aguardando tramites de licenciamento para execução dos testes pela Comissão de Análise de Segurança (CAS) do CDTN.

O reator TRIGA possui em seu núcleo, atualmente, 63 elementos combustíveis no total. Quatro elementos têm revestimento de aço inoxidável 304 e 59 elementos combustíveis tem revestimento em alumínio de composição 1100F.

Todos as estruturas principais do reator são feitas em algum tipo de alumínio, geralmente em liga comercial 6061. O revestimento do combustível do reator é feita em uma liga diferente para que possa resistir os regimes de aquecimento e resfriamento que são submetidos durante a operação normal do reator.

A colocação de 4 elementos combustíveis em aço inox foi determinada principalmente na época de sua aquisição por aspectos econômicos. Estes elementos combustíveis em aço inox deveriam ser utilizados para compensar a perda de reatividade nuclear que ocorre com a carga de combustível em reatores nucleares normalmente, porem com a necessidade do aumento de potencia do reator de 100kW para 250kW houve a necessidade de antecipar o uso desses combustíveis para que a reatividade fosse suficiente para atingir a nova potência,

O aparelho será colocado em serviço manualmente por operadores licenciados do reator TRIGA. O aparelho será manipulado por cordames de *nylon* e com uso auxiliar de uma bomba de alta pressão, que tem a função de carga e descarga do tanque de “sipping”.

Amostras de água serão colhidas para análises por espectrometria gama multicanal com detector HPGe (*High Pure Germanium Detector*, com 25% de eficiência e janela de berilo).

Fig. 1 - Dispositivo de “sipping” em imagem simplificada, em escala.

Por questões de proteção radiológica, os elementos combustíveis do núcleo serão manipulados submersos com auxílio da ferramenta de transporte de combustíveis e do aparelho na posição subaquática colocada ao lado do núcleo do reator.

A Fig. 2 apresenta uma imagem esquemática do aparelho conforme já fabricado e aguardando para ser utilizado. O equipamento é mostrado em sua posição de espera para receber os combustíveis. Nesta posição os 3 combustíveis serão macerados para que na eventualidade de haver furos no encapsulamento os produtos de fissão possam se difundir para a água do banho e se concentrar neste volume.

Após um tempo de cerca de 12 a 15 horas uma amostra será colhida da água de lixiviação dentro do tanque de “sipping” e levada para análise. Em seguida os combustíveis serão baixados com o aparelho e devolvidos ao núcleo do reator e o processo se repete até que todos os combustíveis do núcleo sejam inspecionados.

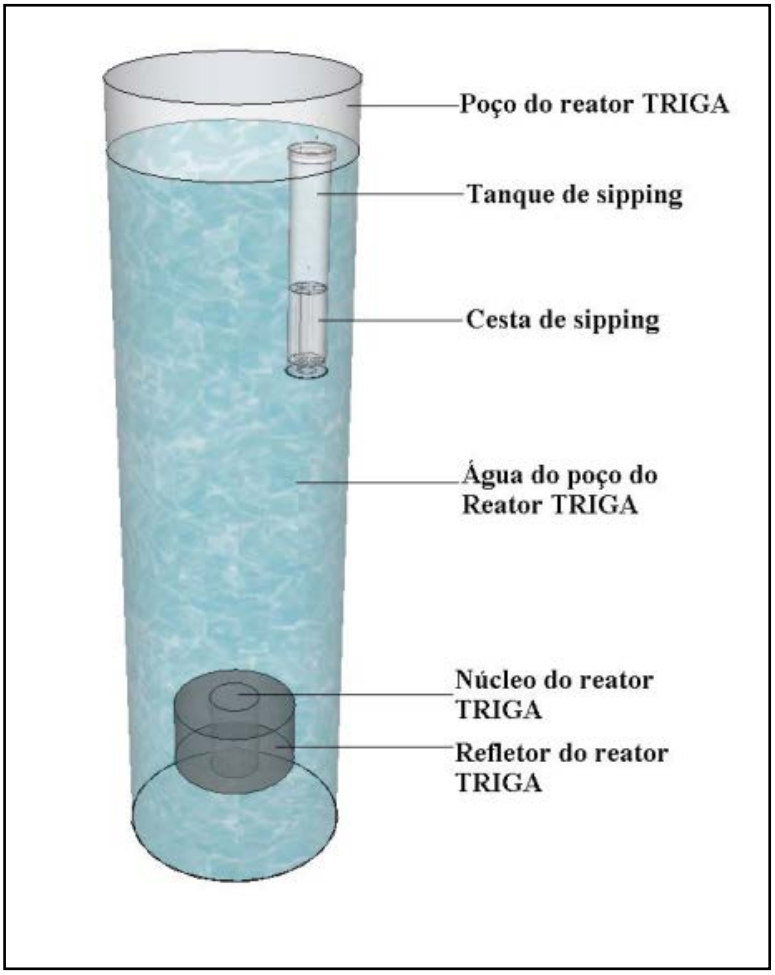


Fig. 2 - Vista, em Escala, do Dispositivo Contendo a Cesta Carregada e Posicionado na Borda do Poço.

3. RESULTADOS

Não existem ainda resultados experimentais do teste até esta etapa, prevê-se que até o fim de 2016 já será possível avaliar os primeiros ensaios realizados do teste de "sipping" dos combustíveis do reator.

4. CONCLUSÃO

Este trabalho tem grande importância para a segurança das operações do reator TRIGA, uma vez que é necessário ter conhecimento do estado de integridade de suas peças principais, ou sejam, elementos combustíveis.

Não existe um método de inspeção no modelo que é apresentado neste trabalho, e pela inovação tecnologia e originalidade o método é objeto de tese de doutoramento em andamento no PG CDTN (curso de pós Graduação do CDTN).

Na cidade de Pavia, Itália, foi realizado um teste de fuga de produtos de fissão em elementos combustíveis de um reator TRIGA, porém com uma outra metodologia de aplicação que não compete e nem compromete com o método apresentado neste trabalho.

AGRADECIMENTOS

Os autores destacam o agradecimento as seguintes instituições: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (Fapemig), Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (Capes) e Instituto Nacional para Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI). Os autores agradecem também aos servidores do Serviço de Tecnologia de Reatores (SETRE), que construíram o dispositivo de *sipping*.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Mesquita, A.Z.; Gual, M. R. Implantação de Um Sistema para Validação de Taxas de Doses no Laboratório do Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA do CDTN. CDTN/CNEN. Belo Horizonte. 2015. (PNPD/CAPES (2015).

[2] Gual, M.R.; Mesquita, A.Z.; Campolina, D.A.M.; Rodrigues, R.R. “Dosimetry Assessment During the Sipping Test in the IPR-R1 TRIGA Reactor using MCNPX”. Progress in Nuclear Energy (New Series), v. 93, p. 155-165. (2016). DOI: 10.1016/j.pnucene.2016.09.002..

[3] Hendricks, J. S. E. A. MCNPX 2.6.0 Extensions. LA-UR-08-2216, April 2008.

[4] ICRP - International Commission on Radiological Protection. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. JAICRP 37, p. 2-4, 2007.

[5] GA - General Atomics. TRIGA Fuels. General Atomics and Affiliated Companies. TRIGA Fuels, 2013. Disponivel em: <http://www.ga.com/triga-fuels>. Acesso em: 20 jan 2016.

[6] Mesquita, A.Z. et al. Medidas Experimentais de Parámetros Termohidráulicos no Núcleo de Reator Nuclear de Pesquisa. Revista Iberoamericana de Ingenharia Mecánica, v. 16, n. 1, p. 101-114, 2012.

[7] Schartz, A. L.; Swartz, R. A.; Carter, L. L. MCNP/MCNPX Visual Editor Compute Code Manual. 22S. ed. [S.l.]: [s.n.], 2008.

[8] Oliveira, P. F.; Júnior, F. M.; Rocha, A. C. Medidas de Taxas de Dose em Elemento Combustível Irradiado do Reator TRIGA IPR-R1. CDTN/CNEN. Belo Horizonte. Nota Interna NI-SERTA02/13, CDTN. 2013.

[9] Rodrigues, R. R.; Mesquita, A. Z. Proposal of a System for Fuel elements inspection of CDTN TRIGA Nuclear reactor. 2013 International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2013. Recife, PE, Brazil: ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR - ABEN. p. 9. 2013.

Id.: EN-13

ANÁLISE COMPARATIVA DA UTILIZAÇÃO DE ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA NO LICENCIAMENTO DE CENTRAIS NUCLEARES EM ÂMBITO NACIONAL E MUNDIAL

Jônatas Franco Campos da Mata[1], Vanderley de Vasconcelos[1], Amir Zacarias Mesquita[1]

[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Av. Presidente Antônio Carlos, 6.627 – Belo Horizonte – Minas Gerais - Brasil
jonatasfmata@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Análise Probabilística de Segurança, Confiabilidade, Licenciamento de Centrais Nucleares

RESUMO

Nos últimos cinco anos, a partir do acidente da usina nuclear Fukushima Daiichi, no Japão, ocorrido em 2011, pode-se perceber a busca crescente, por diversos países que utilizam a geração nucleoelétrica, pelo aperfeiçoamento das metodologias de avaliação de segurança e gerenciamento de riscos de centrais nucleares, notadamente quanto ao tratamento de acidentes severos. As autoridades regulatórias governamentais têm exigido, tanto no licenciamento nuclear quanto ambiental de centrais nucleares, a utilização conjunta de métodos determinísticos e probabilísticos para avaliar e garantir a segurança das instalações e a proteção às pessoas e ao meio ambiente. No Brasil, o modelo adotado pelos órgãos regulatórios ambiental (IBAMA) e nuclear (CNEN) é essencialmente determinístico. Entretanto, adotando a prática internacional de utilização da metodologia de Análise Probabilística de Segurança (APS) em conjunto com a Análise de Acidentes Além da Base de Projeto, a CNEN passou a exigir, a partir de 2010, a apresentação de um estudo de APS no licenciamento da usina nuclear de Angra 3. A APS é utilizada, no âmbito do licenciamento nuclear, para analisar o comportamento da central frente a eventos iniciadores de sequências acidentais, os quais podem acarretar a fusão do núcleo do reator. Tal estudo verifica, também, o grau de confiabilidade dos sistemas de segurança envolvidos na central nuclear. Em relação ao licenciamento ambiental, Estudos de Análise de Risco (EAR) são também exigidos para efetuar avaliações probabilísticas de diversos cenários acidentais, objetivando gerenciar os riscos de danos ao meio ambiente, trabalhadores e indivíduos do público. O presente trabalho apresenta uma análise do estado da arte da utilização de metodologias determinísticas e probabilísticas nos licenciamentos ambiental e nuclear, no Brasil e em outros países onde a matriz nucleoelétrica mostra-se consolidada. Entre as principais aplicações da APS podem ser destacadas: a avaliação sistemática do risco associado ao projeto, à construção e à operação das centrais nucleares de forma a identificar a robustez do projeto e os níveis da defesa em profundidade; e a avaliação da tolerância da central nuclear em relação aos acidentes severos decorrentes de eventos iniciadores internos e externos. Comparando as abordagens de avaliações probabilísticas dos órgãos ambientais e nucleares, o trabalho efetua proposições para aperfeiçoar a utilização de APS e EAR no Brasil.

1. INTRODUÇÃO

O licenciamento de uma usina nuclear envolve a análise sistemática dos riscos envolvidos durante as fases de projeto, construção, operação e manutenção. Riscos, segundo a NRC [1], são traduzidos pela resposta associada a três perguntas: a) o que pode falhar? b) com que frequência a falha pode ocorrer? c) quais são as possíveis consequências da falha? Tais riscos devem ser quantificados em diversos cenários,

de tal forma a permitir a elaboração do Plano de Gerenciamento de Riscos e o Plano de Atendimento a Emergências do empreendimento nuclear. Os riscos de uma usina nuclear devem ser analisados tanto sob o ponto de vista ambiental, quanto em relação à segurança das instalações e pessoas, sejam trabalhadores ou indivíduos do público.

1.1. Abordagem determinística de avaliação dos riscos

Conforme a IAEA [2], a análise determinística de riscos considera, como premissas, as condições estabelecidas nas bases de projeto do reator nuclear. Devem ser definidas as margens aceitáveis de trabalho, através do estudo dos fenômenos envolvidos na operação da usina, bem como a experiência prática adquirida na operação de empreendimentos similares ao projetado. Os possíveis acidentes, em cada cenário, e a sequência de eventos, são analisados e quantificados segundo suas consequências, não havendo preocupações com relação às frequências de ocorrência de cada evento. A Defesa em Profundidade se traduz na implementação de diferentes níveis de barreiras físicas, sistemas de segurança e procedimentos, garantindo assim a robustez das instalações e reduzindo os riscos de pessoas serem atingidas por emissões radioativas. No âmbito da segurança das instalações e pessoas, tal análise é denominada de Análise Determinística de Segurança, e considera a análise das sequências acidentais previstas na base do projeto, que desafiam os sistemas de segurança de um reator nuclear [2].

No caso de avaliação dos riscos ao meio ambiente, o Estudo de Análise de Risco (EAR) analisa os riscos e quantifica as suas consequências, considerando-se os acidentes ambientais previstos na base de projeto e utilizando-se fontes de consulta, tais como manuais técnicos e análises de histórico de acidentes [3].

1.2. Análise Probabilística de Segurança (APS)

A APS traduz-se em uma evolução das abordagens determinísticas de risco, tradicionalmente aceitas na investigação e tratamento dos riscos de acidentes em usinas nucleares. A APS utiliza técnicas probabilísticas para estimar as frequências de ocorrência e as consequências dos cenários acidentais em condições além das bases do projeto, atuando de forma complementar a abordagens determinísticas. Neste caso, efetua o estudo dos Acidentes Severos, que englobam as sequências acidentais que podem causar o derretimento do núcleo radioativo do reator, tais como o Acidente de Perda de Refrigerante (LOCA) [4].

A APS possui três níveis de estudos: Nível 1 (sequências dos acidentes severos; pontos fortes e fracos dos sistemas de segurança; definição de ações preventivas e corretivas); Nível 2 (progressão das sequências dos danos ao núcleo do reator; relações entre os eventos ocorrentes no reator nuclear e dados adicionais sobre frequências e consequências dos danos, incluindo as liberações de material radioativo); Nível 3 (consequências externas da emissão dos radionuclídeos quanto a: saúde das pessoas; impactos socioeconômicos; e outros efeitos) [4].
A utilização da APS em avaliações ambientais de riscos foi regulamentada pela Agência de Proteção Ambiental (EPA) dos Estados Unidos no início da década de 2000 [5].

2. METODOLOGIA

Foram definidos alguns critérios para selecionar os países que participariam da pesquisa aplicada, em comparação com o Brasil, com relação à utilização da APS. Tais critérios são os seguintes: geração anual de energia elétrica acima de 50 x 10^{12} Watts.hora, advinda de reatores nucleares; participação relativa acima de 10% da geração de energia elétrica proveniente de reatores nucleares, em relação a outras fontes utilizadas a nível federal; tendência atual de expansão ou estabilidade da matriz nucleoelétrica em relação a outras fontes de energia; existência de projetos de novos reatores nucleares; e países pertencentes aos continentes americano e europeu, e que integrem a Organização para a Cooperação e Desenvolvimento Econômico (OECD). A Tabela 1 exibe dados relativos ao período de 2010 e 2014, relativos aos países com geração nucleoelétrica acima de 50 x 10^{12} Watts.hora [6].

Tab. 1– Participação relativa da geração nucleoelétrica por país

País	Participação Relativa (%)					Geração (10^{12} Watts.hora)		Reatores em Projeto
	2010	2011	2012	2013	2014	2013	2014	
Estados Unidos	19,6	19,2	19,0	19,4	19,5	790,2	798,6	5
França	74,1	77,7	74,8	73,3	76,9	405,9	418,0	1
Rússia	17,1	17,6	17,8	17,5	18,6	161,7	169,1	33
Coréia do Sul	32,2	34,6	30,4	27,6	30,4	132,5	149,2	12
China	1,8	1,8	2,0	2,1	2,4	104,8	123,8	64
Canadá	15,1	15,3	15,3	16,0	16,8	94,3	98,6	1
Alemanha	28,4	17,8	16,1	15,5	15,8	92,1	91,8	-
Ucrânia	48,1	47,2	46,2	43,6	49,4	78,2	83,1	13
Suécia	38,1	39,6	38,1	42,7	41,5	63,7	62,3	-
Reino Unido	15,7	17,8	18,1	18,3	17,2	64,1	57,9	13
Espanha	20,1	19,5	20,5	19,7	20,4	54,3	54,9	-

Verificou-se que alguns países não se enquadram nos critérios definidos: Alemanha (matriz nucleoelétrica caiu de 28,4 % para 15,8 %); Coreia do Sul e China (continente asiático); Rússia e Ucrânia (não integram a OECD); Suécia e Espanha (não possuem novos projetos). Portanto, os países selecionados para este estudo, juntamente com o Brasil, são: Estados Unidos, Reino Unido, França e Canadá.

3. RESULTADOS

O Quadro 1 exibe as modalidades de licenciamento e o papel dos órgãos reguladores. Analisando-se o mesmo, verifica-se que o Brasil difere dos demais países em dois aspectos [7] [8]: dois licenciamentos distintos (licenciamento nuclear e ambiental); cada um destes licenciamentos é regulado por uma agência distinta (CNEN e IBAMA); e o órgão ambiental (IBAMA) possui funções regulatórias, ao contrário dos papéis exclusivamente consultivos e normativos desempenhados nos outros países selecionados. Tais características são alguns dos motivos que acarretam prazos mais alongados para o licenciamento, além de maior quantidade de requisitos e documentos exigidos.

Quadro 1 – Modalidades de licenciamento e papel dos órgãos reguladores

Aspecto	Comparação entre países				
	Brasil	Estados Unidos	Reino Unido	França	Canadá
Licenciamento	Nuclear e Ambiental	Único	Único	Único	Único
Autoridade Regulatória	CNEN e IBAMA	NRC	ONR	ANS	CNSC
Papel do Órgão Ambiental	Regulação Ambiental	Normativo / Consultivo	Normativo / Consultivo	Normativo / Consultivo	Normativo / Consultivo

O Quadro 2 apresenta, de forma resumida, a abordagem utilizada para o licenciamento ambiental nos países pesquisados.

Quadro 2 – Abordagens relativas ao licenciamento ambiental

Tipo de Abordagem	Países pesquisados				
	Brasil	Estados Unidos	Reino Unido	França	Canadá
Determinística	X		X	X	X
Determinística / APS		X			
Documentos de Referência	[3]; [8]	[5]; [9]	[10]; [11]	[11]; [13]	[12]; [13]

Nota-se que somente os Estados Unidos, dentre os países selecionados, utiliza a APS nos estudos de riscos ambientais. A legislação americana prevê o estudo dos impactos ambientais, tanto para Acidentes Postulados como para Acidentes Severos [9].

O Quadro 3, a seguir, apresenta uma visão geral da utilização da APS para a segurança de reatores nucleares. Através de sua análise, verifica-se que todos os países pesquisados elaboraram diretrizes e procedimentos para a utilização da APS. Destacam-se os Estados Unidos, com relação a procedimentos mais abrangentes em fiscalização, inspeção e padronização de APS [11] [13].

Quadro 3 - Avaliação dos procedimentos e a prática da APS

Aspectos abordados em APS	Brasil	Estados Unidos	Reino Unido	França	Canadá	Referências
Diretrizes e procedimentos básicos	X	X	X	X	X	[5]; [9]; [10]; [11]; [12]; [13]; [14]
Realização sistemática de estudos		X	X	X	X	[11]; [13]
Avaliação de vulnerabilidades		X	X	X	X	[11]; [13]
Avaliação de performance		X	X	X	X	[11]; [13]
Inspeções e revisões periódicas		X	X	X	X	[11]; [13]
Padronização		X	X	X	X	[11]; [13]

Com relação à utilização prática da APS, não há evidências recentes para as usinas nucleares brasileiras. Os demais países têm apresentado grande evolução nestes quesitos [11] [13].

4. CONCLUSÃO

Dentre os países estudados, verificou-se que os Estados Unidos merecem destaque, devido ao fato de tal país possuir procedimentos e práticas mais abrangentes e consistentes nos seguintes processos: APS para

avaliações ambientais [5] [9]; fiscalização e inspeção de APS para usinas existentes; e padronização das APS para diferentes modelos de reatores nucleares [11] [13].

No Brasil, adota-se uma abordagem essencialmente determinística. Algumas resoluções da CNEN colocaram, como requisito obrigatório, o estudo de APS para a usina nuclear Angra 3 [14], trazendo perspectivas de aprimoramento e aumento de utilização desta técnica.

4.1. Proposta de articulação regulatória

Uma das constatações desta pesquisa é a necessidade de unificação dos processos de análise (nuclear e ambiental) de acidentes e acidentes severos dos reatores nucleares nacionais sob uma única autoridade regulatória, a CNEN. Por esta ótica, o IBAMA manteria somente as funções consultivas, normativas e fiscalizadoras, com relação a este tema, de forma a apoiar a CNEN durante o licenciamento dos reatores nucleares. Assim, isto poderia proporcionar uma maior agilidade e redução de custos dos processos de licenciamento, bem como a integração das avaliações de riscos ambientais e de segurança.

4.2. Recomendações para a implementação da APS no Brasil

São recomendadas as seguintes ações estruturantes: elaborar e publicar um procedimento efetivo sobre a utilização de APS Nível 1, 2 e 3; revisar os procedimentos inerentes ao licenciamento dos reatores nucleares, inserindo tópicos sobre a aplicação da APS nas análises de riscos à segurança e ao meio ambiente; efetuar um programa de capacitação dos inspetores da CNEN e equipes de operação dos reatores nucleares na utilização da APS; implementar um programa de intercâmbio de conhecimentos técnicos entre os órgãos reguladores dos Estados Unidos (NRC) e outros países nuclearmente desenvolvidos, visando identificar as melhores práticas em metodologia de APS para a aplicação na realidade brasileira.

AGRADECIMENTOS

Esta pesquisa é apoiada pelas seguintes instituições brasileiras: Eletrobrás Termonuclear (Eletronuclear), Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG), Financiadora de Estudos e Projetos (FINEP) e Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/full-text.html

[2] IAEA - International Atomic Energy Agency. “Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-2 (2009).

[3] CETESB - Companhia Ambiental do Estado de São Paulo. “Risco de Acidente de Origem Tecnológica - Método para decisão e termos de referência”, Norma Técnica P4261 (2011).

[4] IAEA - International Atomic Energy Agency. "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-3 (2010).

[5] EPA - Environmental Protection Agency. "Risk Assessment Guidance for Superfund: Volume III - Part A, Process for Conducting Probabilistic Risk Assessment", Washington, DC, EUA (2001).

[6] www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/Nuclear-generation-by-country/

[7] CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. "Resolução CNEN 15/02", NE 1.04 – Licenciamento de Instalações Nucleares (2002).

[8] IBAMA - Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Renováveis. "Guia dos Procedimentos do Licenciamento Ambiental Federal" (2002).

[9] NRC - Nuclear Regulatory Commission. "Generic Environmental Impact Statement for License Renewal of Nuclear Plants", NUREG – 1437, Vol. 1 (2013).

[10] ENVIRONMENT AGENCY. "Process and Information Document for Generic Assessment of Candidate Nuclear Power Plant Designs", Version 2 (2013).

[11] OECD NEA - Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency. "Report on the Survey on Regulation of Site Selection and Preparation", CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors (2010).

[12] CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission. "Generic Guidelines for the Preparation of an Environmental Impact Statement", Pursuant to the Canadian Environmental Assessment Act, 2012 (2016).

[13] OECD NEA - Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency. "Use and Development of Probabilistic Safety Assessment", CSNI - Committee on the Safety of Nuclear Installations, USA (2007).

[14] CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. "Portaria Nº 77. Concede a Licença de Construção para a Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - CNAAA 3 e estabelece suas condicionantes", publicação no Diário Oficial da União (DOU) em 31 de maio de 2010 (2010).

Id.: EN-14

INVESTIGAÇÃO EXPERIMENTAL DO ESCOAMENTO DE ÁGUA À JUSANTE DA GRADE ESPAÇADORA DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL NUCLEAR DE REATOR *PWR*

Higor Fabiano Pereira de Castro[1], André Augusto Campagnole dos Santos[2], Maria Auxiliadora Fortini Veloso[1]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais – UFMG, Escola de Engenharia, Departamento de Engenharia Nuclear, Av. Presidente Antônio Carlos 6.627 PCA1 Campus UFMG – Pampulha, CEP: 31270-901 – Belo Horizonte, MG – Brasil.
[2]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN, Av. Presidente Antônio Carlos, 6.627 Campus da UFMG – Pampulha, CEP: 30161-970 – Belo Horizonte, MG – Brasil.

higorfabiano@hotmail.com

Palavras-Chave: *LDV*, Reator *PWR*, Termo-Hidráulica Experimental.

RESUMO

As grades espaçadoras são estruturas importantes presentes em elementos combustíveis nucleares de reatores a água pressurizada (*PWR – Pressurized Water Reactor*). Elas desempenham função estrutural, contribuem com a remoção de calor e ao mesmo tempo promovem o aumento da turbulência do escoamento de água que passa por elas. No entanto, a presença das grades espaçadoras ao longo do elemento combustível contribui com a perda de carga localizada. Neste trabalho serão apresentados os procedimentos para obtenção dos perfis de velocidade lateral em um plano à jusante de uma grade espaçadora para cinco regimes de escoamento. Esses perfis de velocidade serão obtidos através de uma técnica de medição de velocidade local não intrusivo, o *LDV* (*Laser Doppler Velocimetry*). Os testes serão realizados no Laboratório de Termo-Hidráulica do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Além dos perfis de velocidades laterais espera-se obter como resultado a mistura por rotação (*swirlflow*) e a mistura cruzada (*crossflow*) do escoamento nos subcanais. Este trabalho compõe uma importante etapa no processo de desenvolvimento de elementos combustíveis nucleares a âmbito nacional. Os resultados obtidos serão úteis para a validação de simulações de fluidodinâmica computacional – *CFD – Computational Fluid Dynamics* e como dado de entrada para códigos de análise por subcanais.

1. INTRODUÇÃO

Os elementos combustíveis nucleares de reatores a água pressurizada (*PWR – Pressurized Water Reactor*) são constituídos por bocais inferior e superior, varetas e grades espaçadoras. O fluido refrigerante escoa axialmente do bocal inferior para o superior passando por entre tubos de zircaloy, as varetas. As varetas são mantidas uniformemente espaçadas e organizadas em um arranjo quadrado devido à presença das grades espaçadoras. Algumas grades espaçadoras além de exercerem função estrutural possuem elementos misturadores em sua estrutura, que contribuem com a melhoria da transferência de calor gerado no interior das varetas, evitando que o fluxo de calor crítico seja alcançado [1]. A presença das grades espaçadoras nos elementos combustíveis nucleares aumentam a perda de carga localizada no circuito. Estudos têm sido realizados com o objetivo de obter uma otimização entre as perdas de carga e o fenômeno da turbulência, pois estes fenômenos estão associados à eficiência e segurança da usina nuclear.

Chang *et al*., [2] e Xiong *et al.*, [3] utilizaram um *LDV-2D* e *3D*, respectivamente, para determinação dos perfis de velocidade axial e lateral do escoamento de água ao passar por uma seção de testes com grades espaçadoras de aletas.

Um benchmark experimental foi apresentado por Conner *et al.* [4] cujas medições foram realizadas através de um *PIV-2D* (*Particle Image Velocimetry* - Velocimetria por Imagem de Particulado de 2 Dimensões). Os testes foram efetuados em um feixe de 5x5 varetas feitas de Etileno Propileno Fluorada (*FEP – Fluorinated Ethylene-propylene)*.

A pesquisa de Ylönen [5] trouxe uma novidade ao manufaturar uma grade espaçadora em *ABS – Acrylonitrile Butadiene Styrene*. A grade confeccionada por Ylönen foi baseada nos dados validados por Navarro e Santos [6]. Navarro e Santos simularam a grade espaçadora de Karoutas *et al*. [7]. Ambos os trabalhos utilizaram simulações numéricas para validarem os seus experimentos.

Nota-se uma crescente evolução das investigações experimentais devido ao uso do *LDV* de 2 e 3 dimensões e do *PIV* aliadas às simulações numéricas de fluido dinâmica computacional (*CFD – Computational Fluyds Dinamycs*) como por exemplo o *ANSYS CFX 14.0* [8] e o *OpenFOAN*.

O objetivo específico deste estudo é apresentar algumas etapas importantes para obtenção de dados experimentais dos perfis de velocidade lateral que passa através de uma grade espaçadora localizada em um elemento combustível nuclear representativo presente em uma seção de testes no Laboratório de Termo-Hidráulica do CDTN.

2. METODOLOGIA

2.1. O Circuito Água Ar e a Seção de Testes

Os experimentos serão executados no Circuito Água Ar (CAA) localizado no Laboratório de Termo-Hidráulica do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) conforme pode ser observado na Fig.1. Nesse circuito, uma bomba de 15 HP é responsável por propelir água de um reservatório de 1000 litros de capacidade para a região da seção de testes. A seção de testes é composta por um feixe de 5x5 varetas organizadas em um arranjo quadrado devido a presença de 4 grades espaçadoras. A seção de testes está envolvida por duas laterais em aço inox e duas laterais e o topo de acrílico. A janela de acrílico no topo da seção de testes permitirá a obtenção dos perfis de velocidade lateral e as medidas de mistura por rotação e cruzadas entre os subcanais.

Em uma das laterais em aço inox há um conjunto de tomadas de pressão responsáveis por coletar dados referentes às perdas de carga ao longo da seção de testes. Para vazões elevadas será utilizado um trocador de calor (*chiller*) para remoção de calor da água que escoa pelo circuito.

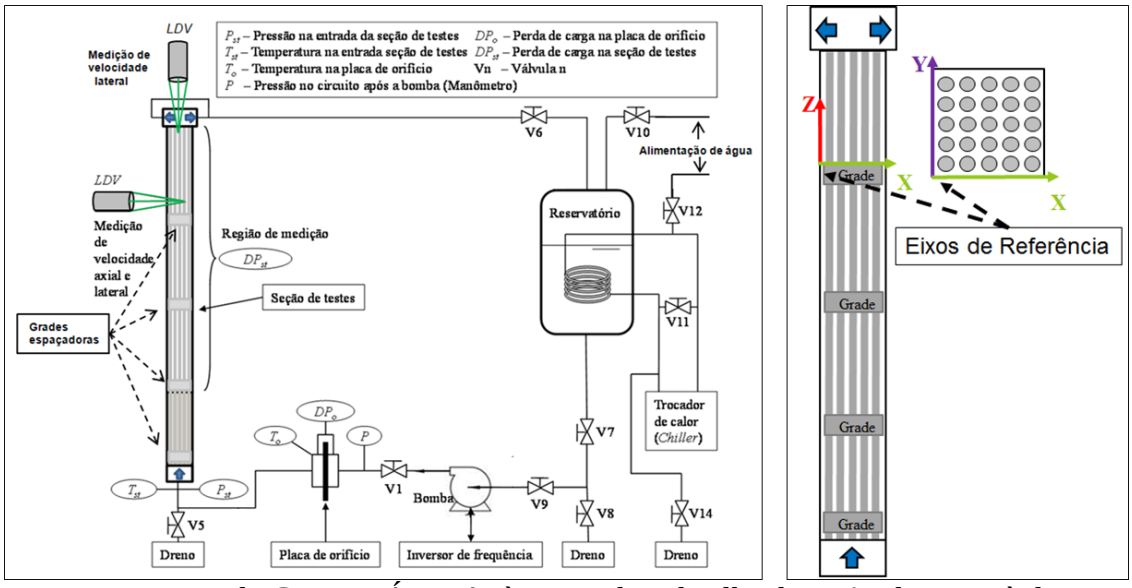


Fig. 1. Esquema do Circuito Água Ar à esquerda e detalhe da seção de testes à direita.

Na Fig. 2, são mostradas as posições que serão utilizadas para medição dos perfis de velocidade lateral. Várias medidas serão realizadas para cinco alturas em relação a uma das quatro grades espaçadoras da seção de testes. Essas medidas serão realizadas para 5 regimes de escoamento com o número de Reynolds variando de $1{,}8 \times 10^4$ a $5{,}4 \times 10^4$.

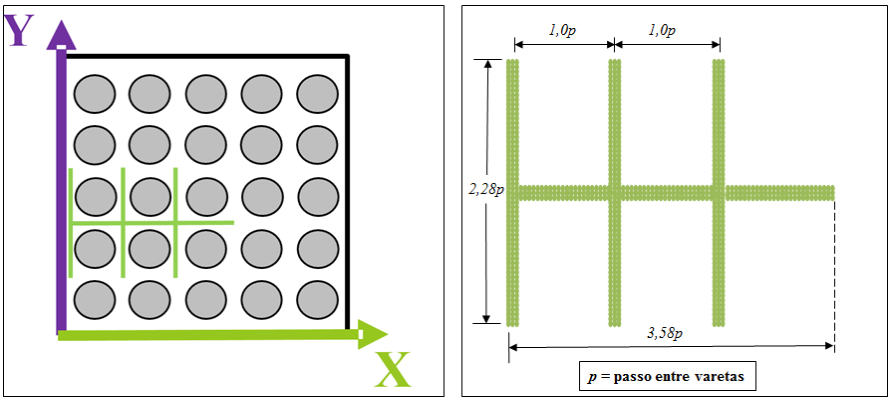


Fig. 2. Posições de medida com o *LDV*.

2.2. Sistemas de medição

Os perfis de velocidades laterais serão medidos através do *LDV* de duas dimensões. O *LDV* projeta dois pares de feixes laser convergentes dentro do escoamento. Partículas presentes no fluido, ao passarem pelo foco, espalham a luz do laser que é captada por um fotorreceptor. A diferença entre a frequência da luz laser emitida e a captada é convertida em um valor de velocidade no processador [9]. O *LDV* utilizará um sistema de deslocamento em três eixos (XYZ) automatizado de alta precisão (±0,05 mm).

A vazão no CAA será determinada através de uma placa de orifício fabricada de acordo com a norma ISO 5167-1 [10] em conjunto com as medidas da perda de carga nessa região. Na Tab. 1, estão representados

os transmissores diferenciais de pressão que serão utilizados nesta investigação. Esses transmissores foram calibrados segundo procedimentos desenvolvidos no próprio laboratório [11].

Tab. 1. Transmissores de pressão.

Transmissor	**Faixa [mbar]**	**Incerteza de Calibração [mbar]**
0	6000,00	39,65
1	1000,00	5,79
2	350,00	3,43
3	120,00	0,76

O transmissor 0 será utilizado para monitoramento da pressão da seção de testes. O par de tomadas responsáveis por medir a diferença de pressão na região da seção de testes foi baseado na metodologia desenvolvida por Chun e Oh [12] e In *et al.* [13].

Dois termopares do tipo J com seus respectivos transdutores serão utilizados para a medida de temperatura. Cada linha de medição foi calibrada segundo procedimento desenvolvido no próprio laboratório [14]. A faixa de operação de cada termopar é de 0 a 100°C e com incerteza de calibração de ± 0,49 e ± 0,47°C. Para o monitoramento da temperatura ambiente será utilizado um termômetro portátil cujo termopar acoplado é do tipo K. A incerteza associada à medida da temperatura ambiente é de ± 2,2 ^{o}C.

Todos os sinais provenientes da instrumentação de aquisição de dados de pressão e temperatura serão enviados às placas de condicionamento (PCLD-789D) com exatidão de ganhos de até 50 de ± 0,0244 % da faixa) e de conversão de sinais A/D (PCL-818HD com exatidão de ganhos até 1 de ± 0,01 % da faixa) da Advantech. Um programa desenvolvido no CDTN realiza a conversão dos sinais em unidades de interesse permitindo assim que os mesmos sejam mostrados em tempo real na tela do computador para monitoramento do regime do escoamento.

3. RESULTADOS

A seguir serão apresentados alguns resultados de testes anteriores que utilizaram a mesma instalação. Os principais resultados obtidos de trabalhos anteriores estavam relacionados aos perfis de velocidade axial e lateral através da janela lateral de acrílico da seção de testes mostrada na Fig. 1. A região escolhida para realização dos testes será a mesma dos trabalhos anteriores possibilitando a comparação entre os resultados. A diferença consiste no posicionamento da sonda *LDV* em relação à seção de testes. As medições dos perfis de velocidade lateral serão obtidas pela janela superior de acrílico. Isso permitirá que as misturas por rotação (*swilflow*) e a cruzada (*crossflow*) sejam determinadas.

Na Fig. 3, são apresentados três gráficos para velocidade lateral de uma altura Z em relação à uma grade espaçadora obtida através do *LDV*.

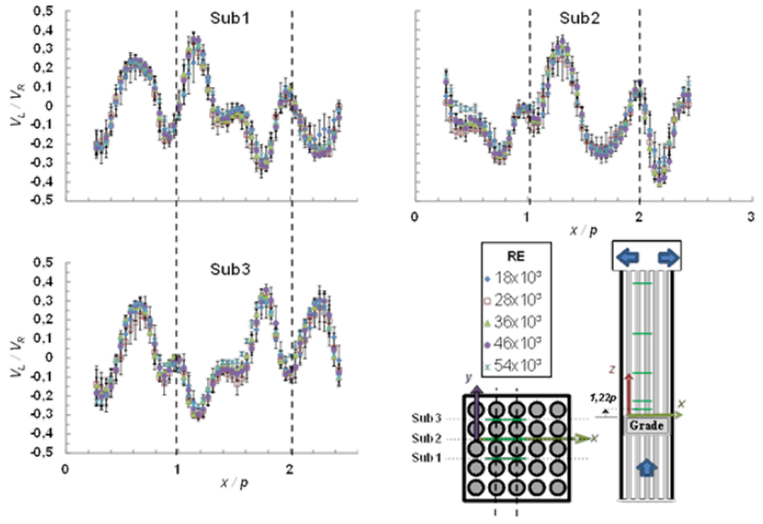


Fig. 3. Perfis de velocidades laterais para a altura de *1,22p* à jusante da grade espaçadora [15].

As posições das três fileiras de subcanais escolhidas para serem analisadas também estão ilustradas junto com os gráficos. A magnitude da velocidade lateral esperada para estes novos testes será aproximadamente igual à dos resultados obtidos anteriormente.

4. CONCLUSÃO

Nesse trabalho foram apresentadas algumas etapas fundamentais para obtenção dos perfis de velocidade lateral à jusante de uma grade espaçadora presente em elemento combustível nuclear representativo. A partir dos perfis de velocidade lateral será possível determinar as misturas por rotação (*swirlflow*) e cruzada (*crossflow*). Os resultados obtidos serão úteis para a validação de simulações de *CFD* e como dados de entrada para códigos de análise por subcanais. Após a conclusão das etapas descritas nesse trabalho, será confeccionada uma grade espaçadora em *ABS* através de uma impressora 3D conforme a metodologia utilizada por In *et al*., [5] e Ylönen [6]. A grade confeccionada será avaliada tanto numérica, através de códigos de *CFD*, quanto experimentalmente, utilizando os aparatos experimentais no CAA do Laboratório de Termo-Hidráulica do CDTN.

AGRADECIMENTOS

Esse projeto de pesquisa está apoiado pelas seguintes instituições: Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG); Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN); Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG); Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq); Indústrias Nucleares do Brasil (INB); e Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] TODREAS, N.E and KAZIMI, M. S., "Nuclear Systems Vol 1: Thermal Hydraulic. Fundamentals", 2 ed., Thermal hydraulic Fundamentals, New York, Ed. CRC Press (2012).

[2] CHANG, Seok-Kyu et al., "Turbulent mixing in a rod bundle with vaned spacer grids", Nuclear Engineering and Design, Vol. 279 pp. 19–36 (2014).

[3] XIONG, Jinbiao et al., "Laser Doppler Measurement and CFD Validation in 3x3 Bundle Flow", Nuclear Engineering and Design, Vol. 270, pp. 396-403 (2014).

[4] CONNER, M. E. et al., "Hydraulic Benchmark Data for PWR Mixing Vane Grid", Conference Proceedings of the NURETH-14, pp. 337, Toronto, 25-30, September (2011).

[5] YLÖNEN, Arto T, "High-resolution flow structure measurements in a rod bundle", Thesis, at the Department of Mechanical and Process Engineering at the ETH, Zürich, Switzerland (2013).

[6] NAVARRO, M. A. e SANTOS, A. A. C., "Numerical Evaluation of Flow Through a 5x5 PWR Rod Bundle: Effect of the Vane Arrangement in a Spacer Grid", Conference Proceedings of the INAC, Rio de Janeiro, 27-02, September/October (2009).

[7] KAROUTAS, Z. et al., "3-D Flow analyses for design of Nuclear Fuel Spacer", Conference Proceedings of the NURETH-7, pp. 3153-3174, New York, 10-15, September (1995).

[8] ANSYS, Inc. "CFX-13 Pre User's Guide, Release 13.0", Canonsburg. ANSYS, 344p. (2012).

[9] BSA Flow Software, "BSA Flow Software Version 4.10 Instalation & User's Guide", Dantec Dynamics A/S, Denmark (2006).

[10] ISO 5167-1, "Measurements of fluid flow by means of pressure differential devices", International Organization of Standardization, Geneva (1991).

[11] NAVARRO, M. A., "Procedimento Para Calibração dos Transmissores de Pressão do Circuito Água-Ar (CAA)", Nota interna CNEN/CDTN (2011).

[12] CHUN, T. H. and Oh, D S., "A Pressure Drop Model for Spacer Grids With and Without Flow Mixing Vanes", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 35, pp. 508-510 (1998).

[13] IN, W. K. et al., "Empirical and Computational Pressure Drop Correlations for Pressurized Water Reactors Fuel Spacer Grids", Nuclear Technology, Vol. 139, pp. 72-79 (2002).

[14] NAVARRO, M. A., "Procedimento Para Calibração das Linhas de Medição de Temperatura do Circuito Água-Ar (CAA)", Nota interna CNEN/CDTN (2012).

[15] CASTRO, H. F. P., "Investigação Experimental do Escoamento de Água Após Grade Espaçadora de Elemento Combustível Para Reatores Nucleares do Tipo *PWR*", Dissertação, Programa de Pós Graduação do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, CDTN, Belo Horizonte, Brasil (2016).

Id.: EN-15

ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DE UM SISTEMA DO TIPO ADS

Gustavo H. N. Fernandes[1], Antonella L. Costa[1,2,3], Claubia Pereira [1,2,3], Carlos E. Velasquez[1,2,3]

[1] Departamento de Engenharia Nuclear - Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antônio Carlos, 6627 campus UFMG
31.270-901, Belo Horizonte, MG

[2] Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq

[3]Rede Nacional de Fusão (FINEP/CNPq)

ghnfernandes@gmail.com

Palavras-Chave: *Accelerator-Driven Systems*, Análise termo-hidráulica, RELAP5

RESUMO

Os sistemas do tipo *Accelerator Driven System* (ADS) têm ganhado atenção principalmente pela capacidade de transmutação. Em contraste aos reatores convencionais críticos, os quais necessitam manter as reações em cadeia no nível de criticidade, os ADS possuem uma fonte suplementar de nêutrons podendo operar em condições de subcriticalidade. Esses nêutrons provêm de reações de *spallation* induzidas por prótons altamente energéticos produzidos por um acelerador de partículas e dirigidos até algum material alvo. Em relação à refrigeração, alguns projetos recentes de ADS têm sido inspirados nos reatores refrigerados a gás de alta temperatura, já que estes reatores apresentam características desejáveis, tais como a alta temperatura que permite alta eficiência termodinâmica e altas taxas de queima do combustível que podem ser obtidas. Também existem propostas de sistemas que utilizam o chumbo como agente refrigerante e também como alvo para *spallation*. Os sistemas ADS vêm sendo estudados há algum tempo no Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG sob o ponto de vista neutrônico. Portanto, este trabalho apresenta uma proposta inicial de estudo do comportamento térmico de um ADS utilizando o código de análise termo-hidráulica RELAP5. O código RELAP5 emprega uma variedade de refrigerantes, além de água leve e água pesada tais como, metais líquidos, sódio, potássio, NaK, lítio, Flibe, chumbo e gases hidrogênio, hélio e CO_2. A ideia deste trabalho inicial é então combinar os resultados neutrônicos já obtidos com uma modelagem termo-hidráulica, cuja proposta será apresentada neste trabalho.

1. INTRODUÇÃO

Uma das grandes questões discutidas a níveis globais são as alterações ambientais causadas pela ação das atividades humanas no mundo. É um grande desafio conciliar crescimento populacional e econômico, com qualidade de vida e ainda garantir a preservação do meio ambiente. Desta forma, o termo em voga nas grandes conferências internacionais convocadas pela Organização das Nações Unidas – ONU, como o Rio+20, é o *Desenvolvimento Sustentável* [1]. Este termo foi definido como a forma de desenvolvimento "*que atenda às necessidades das gerações presentes sem comprometer a habilidade das gerações futuras de suprirem suas próprias necessidades*". Com bases nessas premissas, o fator ambiental e a ciência de

que os recursos naturais do planeta são limitados, pesquisas em métodos e tecnologias mais eficazes tem tido um grande impulso a nível global [2].

Outro conceito em desenvolvimento de reatores regeneradores de alta eficiência trata-se dos sistemas do tipo *Accelerator Driven System (ADS)*. O ADS é composto basicamente por três partes: um acelerador de partículas, o material alvo das reações de *spallation* e o núcleo de um reator regenerador subcrítico [3]. A ideia central do ADS é suprir o núcleo de reator subcrítico com nêutrons através de reações do tipo *spallation*. Este suprimento de nêutrons no ADS pode representar ganhos da ordem de 30 vezes mais combustível físsil por unidade de energia em relação a um reator regenerador rápido [4]. Atualmente, o ADS é uma aposta que se encontra em fase de desenvolvimento, sendo que o EURATOM^{5th}, um programa Europeu liderado por empresas e centros de pesquisas da área, já realizou vários estudos em três modelos experimentais de sistemas ADS, variando a potência (50 e 80 MW) ou o fluido refrigerante (chumbo-bismuto ou gás) [5]. A análise termo-hidráulica destes reatores subcríticos pode ser realizada através de simulações com um código específico para tal fim como, por exemplo, o código RELAP5. A ideia é então combinar os resultados neutrônicos já obtidos [4] com uma modelagem termo-hidráulica. Os dados relativos à potência gerada no núcleo do reator e, portanto, a fonte de calor necessária para realizar a análise termo-hidráulica, serão obtidos a partir do código nuclear Monteburns.
O Monteburns é um programa que permite o acoplamento do código MCNP - Monte Carlo Neutron-Photon, utilizado para obter parâmetros neutrônicos do sistema simulado, com o código ORIGEN2 o qual prevê a evolução do combustível durante a queima no reator. Um dos parâmetros que podem ser obtidos durante a queima do combustível é a potência produzida no núcleo para diferentes intervalos de queima. Os resultados obtidos poderão ser usados como dados de entrada para fazer avaliações termo-hidráulicas utilizando o código RELAP5.

O objetivo principal deste trabalho então é apresentar uma proposta inicial de estudo do comportamento térmico de um ADS utilizando com reator subcrítico sendo refrigerado a sódio (^{23}Na). O sódio possui algumas características favoráveis, tais como, relativo baixo ponto de fusão (98°C) e ponto de ebulição elevado (882 °C a 1atm). Isto permite sua utilização como fluido refrigerante, desde que a temperatura do sistema esteja acima dos 98ºC. Fora isso, o ^{23}Na possui boas propriedades de condutividade térmica (^{23}Na: 141 W/m.K; H_20: 0,61 W/m.K). o código de análise termo-hidráulica RELAP5. A ideia é então combinar os resultados neutrônicos já obtidos com uma modelagem termo-hidráulica, conforme será apresentada neste trabalho.

3. METODOLOGIA

3.1. O CÓDIGO RELAP5

O código *Reactivity Excursion & Leakage Analysis Program* - RELAP5 - é um *software* de simulação de reatores desenvolvido pelo *Idaho National Engineering and Environmental Laboratory – INE* [6]. Este código inclui diversas funções que permitem fazer análise da segurança, projeto, operação, modificação e licenciamento de um reator. Estas análises são calculadas tendo como base três pilares: equações de balanço, equações de transferência e condução de calor e equações neutrônicas [6]. Os parâmetros de entrada são definidos pelo usuário, tais como geometria, fluxos, refrigerante, análise neutrônica, etc. A modelagem das estruturas de calor no código RELAP5 possibilita simular a condução de calor entre os limites sólidos dos volumes hidrodinâmicos. A transferência de calor pode ser modelada considerando o

combustível em varetas cilíndricas ou o combustível tipo placas, ou ainda combustível em geometria esférica. Dados como a condutividade térmica e capacidades de calor volumétrica em função da temperatura devem necessariamente ser inseridos em forma de tabelas ou equações. O método de diferenças finitas é utilizado para obter as soluções de condução de calor.

Desde 2007, o código RELAP5 tem sido utilizado no Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG, tanto para análise termo-hidráulica de reatores de potência do tipo LWR (*Light Water Reactor*) [7, 8], quanto para reatores de pesquisa [9, 10, 11, 12] e, mais recentemente, com a possibilidade de uso de diversos refrigerantes, para reatores de IV Geração [13, 14].

Um exemplo de evolução de potência no ADS é apresentado na Fig. 1 [4]. Neste modelo, é usado como combustível o $UThO_2$ e combustível reprocessado diluído em tório. A distribuição de potência obtida por este tipo de simulação pode ser utilizado como dado de entrada para caracterizar as estruturas de calor no código RELAP5.

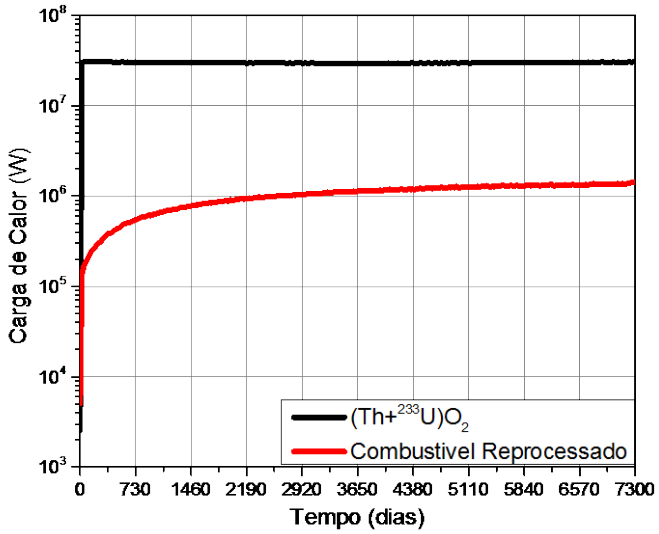


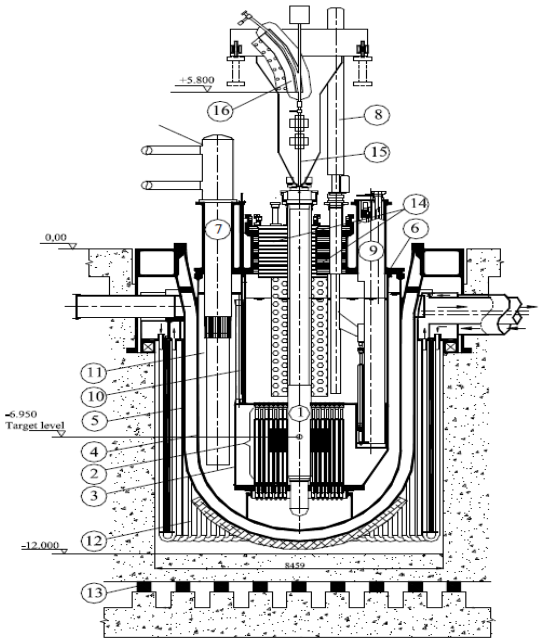
Fig. 1. Potência gerada com o combustível usado no ADS simulada no código MCNP.

Na Tab.1, são apresentadas algumas características do possível reator a ser simulado. Um esquema do mesmo pode ser visto na Fig. 2.

Tab. 1. Especificações nominais do reator experimental XADS [5].

Especificações	**Design A - XADS**
Potência núcleo [MW]	80
Refrigerante primário	Chumbo-Bismuto líquido
Temperatura de entrada [ºC]	300
Temperatura de saída [ºC]	400
Vazão mássica refrigerante [kg/s]	5471
Velocidade do refrigerante no núcleo [m/s]	~0.42
Fluido refrigerante secundário	Diphyl – THT[2]

O núcleo do reator será simulado utilizando o código RELAP5. As estruturas de calor serão modeladas de acordo com os dados de potência dos cálculos neutrônicos. Os canais refrigerantes serão considerados de acordo com a geometria do reator e será utilizado chumbo-bismuto líquido como meio refrigerante para receber o calor gerado no núcleo. Algumas características fundamentais do refrigerante podem ser vistas na Tab. 2. Inicialmente, será modelado o núcleo e, posteriormente, validada essa região, outras partes integrantes do vaso de pressão e restante do reator, relacionadas à refrigeração, serão também modeladas.



1- Material Alvo
2- Núcleo reator subcrítico
3- Vaso interno
4- Vaso do reator
5- Vaso de segurança
6- Tampa do reator
7- Trocador de calor intermediário
8- Mecanismo de transferência
9- Elevador do reator
10- Canais de elevação
11- *Downcomer*
12- Vaso de refrigeração do reator
13- Suporte sísmico
14- Tampão de rotação
15- Tubo de feixe de prótons

Fig. 2. Esquema do reator subcrítico a ser simulado com o código RELAP5 [5].

Na Fig. 3, é mostrado um esquema do núcleo conforme simulado no código MCNP (vista radial, à esquerda, e vista axial, à direita) [4]. O núcleo é composto por 156 blocos hexagonais de canais refrigerantes (Fig. 4) os quais retiram calor gerado pelas fissões do combustível. No código RELAP5, é possível simular canais de acordo com o volume correspondente de refrigerante e de combustível. As características térmicas do combustível devem ser fornecidas para adequadamente simular a transferência de calor para o refrigerante. Para isso, será realizada uma pesquisa bibliográfica em documentos técnicos e científicos para obter as características adequadas para a simulação térmica deste tipo de combustível.

Tab. 2. Propriedades e correlações para o refrigerante de chumbo-bismuto líquido [15].

Propriedade	**Correlação**	**Faixa de Temperatura (K)**
Densidade - (kg/m³)	$\rho_l = 10726 - 1{,}2208T$	545 – 1300
Calor Específico à pressão constante J/(kgK)	$c_{p,l} = 118{,}2 - 5{,}934x10^{-3}T + 71{,}83x10^{5}T^{-2}$	545 – 1300
Condutividade térmica - W/(mK)	$\lambda_l = 6{,}55 + 0{,}01T$	545 – 1000

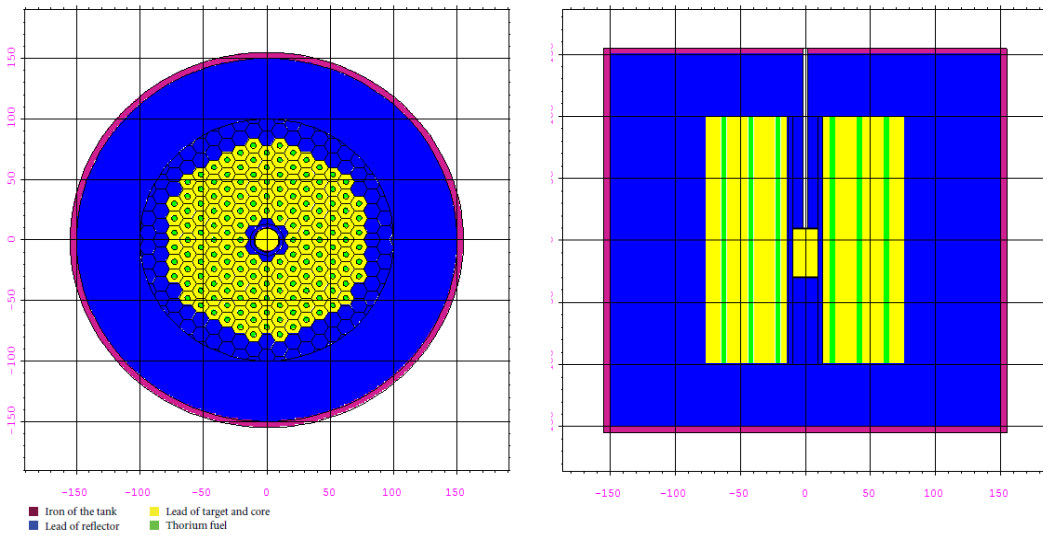


Fig. 3. Vistas radial (esquerda) e axial (direita) do núcleo do reator do sistema ADS conforme simulado no código MCNP.

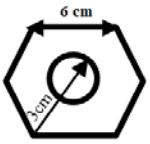


Fig. 4. Dimensões do bloco refrigerante com o combustível central.

4. RESULTADOS ESPERADOS

Espera-se simular as características termo-hidráulicas do núcleo do reator subcrítico de um sistema ADS utilizando o código RELAP5. Serão utilizados dados de distribuição de potência do núcleo resultados de ampla pesquisa sobre o tema para validação inicial. Esta pesquisa bibliográfica será primeiramente feita para a busca de dados técnicos, principalmente relacionados à geometria do núcleo e dados dos materiais do combustível. A validação do modelo termo-hidráulico possibilitará então a posterior simulação utilizando dados de potência gerados pelo MCNP por outros trabalhos desenvolvidos no Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG; realizada a validação, transitórios serão analisados utilizando o modelo desenvolvido para a análise de segurança do sistema.

AGRADECIMENTOS

À Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES), à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG), ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) pelo suporte aos projetos do Departamento de Eng. Nuclear da UFMG.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] ONU. DEPARTAMENTO DE INFORMAÇÃO PÚBLICA DA ONU (DPI). (Org.). O Futuro que Queremos. 2012. Disponível em:

<http://www.onu.org.br/rio20/img/2012/03/Rio+20_Futuro_que_queremos_guia.pdf>. Acesso em: 20 jul. 2016 (2016).

[2] Gillingham, K. et al., "Energy Efficiency Economics and Policy. Annual Review Of Resource Economics" [s.l.], National Bureau of Economic Research. pp.597-620, jun. 2009. (2009).

[3] Jain, P. K. et al., "Accelerator Driven System target module thermal hydraulics modelling using RELAP5". India: Bhabha Atomic Research Centre (2011).

[4] Barros, G. P. "Estudo inicial de um ADS para a produção de 233U utilizando o código MCNPX", 2009. 54 f. Dissertação (Mestrado), Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte (2009).

[5] Cinotti, L. et al., "The experimental accelerator driven system (XADS) designs in the EURATOM 5th framework programme", Journal of Nuclear Materials, 335(2), pp. 148-155 (2004).

[6] The RELAP5-3D© Code Development Team, "RELAP5-3D© Code Manuals", INEEL-EXT-98-00834, Idaho National Laboratory, USA (2009).

[7] Costa, A. L. et al., "Valuation of Power Oscillations in a BWR after Control Rod Banks Withdrawal Events", IEEE Transactions on Nuclear Science, v. 57, pp. 2676-2682 (2010).

[8] Soares, H. V. et al., "Valuation of BWR Stability Operating In Natural Circulation Conditions", Progress in Nuclear Energy (New series), v. 53, pp. 1095-1104 (2011).

[9] Reis, P. A. L. et al., "Simulation of a TRIGA Reactor Core Blockage Using RELAP5 Code", Science and Technology of Nuclear Installations, v. 2015, pp. 1-10 (2015).

[10] Reis, P. A. L. et al., "Analysis of an Extreme Loss of Coolant in the IPR-R1 TRIGA Reator Using a RELAP5 Model", Engenharia Térmica, v. 12, p. 46-50 (2013).

[11] Reis, P. A. L. et al., "Assessment of a RELAP5 model for the IPR-R1 TRIGA research reactor", Annals of Nuclear Energy, p. 1-10 (2010).

[12] Soares, H. V. et al., "Analysis of Loss of Flow Events on Brazilian Multipurpose Reactor Using the RELAP5 Code", International Journal of Nuclear Energy, v. 2014, p. 1-12 (2014).

[13] Scari, M. E. et al., "HTR steady state and transient thermal analyses" International Journal of Hydrogen Energy, v. 41, pp. 7192-7196 (2016).

[14] Ramos, M. C. et al., "Thermal Hydraulic Modelling of a High Temperature Nuclear Reactor", Proceedings of the 12th International Conference on Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics, Malaga, Spain, 11-13 July, pp. 1610-1614 (2016).

[15] Kolev, N. I., "Multiphase Flow Dynamics 5 – Nuclear Thermal Hydraulics", Third Edition, Springer, Germany (2015).

Id.: EN-16

INVESTIGAÇÃO EXPERIMENTAL DO MODELO EM ESCALA DA CAMADA DE ÁGUA QUENTE DO REATOR MULTIPROPÓSITO BRASILEIRO

Gabriel C. Q. Tomaz[1], André A. C. dos Santos[2], Eduardo A. Salomão[2], Fernando L. A. Schweizer[3], Maria Auxiliadora Fortini Veloso[1]

[1] Universidade Federal de Minas Gerais - UFMG
Departamento de Engenharia Nuclear
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627
Campus da UFMG – Pampulha - CEP 31270-901

[2] Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6.627
Campus da UFMG – Pampulha - CEP 31270-901

3 Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
Av. Professor Lineu Prestes 2242
05508-000 São Paulo, SP

gabrielcaio@hotmail.com

Palavras-Chave: Reator Multipropósito Brasileiro, Camada de Água Quente, Experimento

RESUMO

O Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) é um reator de pesquisa de 30MW planejado para ser construído no Brasil. Neste tipo de reator, o núcleo é submerso em uma piscina profunda com água purificada e desmineralizada. A coluna de água acima do núcleo fornece blindagem radiológica para os operadores na sala do reator, permitindo também o acesso direto ao núcleo aos operadores para manutenção e reabastecimento. Entretanto, pequenas concentrações de solutos ainda são encontradas circulando com o fluido refrigerante. Esses podem se tornar ativados quando submetidos ao fluxo de nêutrons próximo ao núcleo. A água ativada se eleva para a superfície por convecção, expondo os trabalhadores à uma taxa mais elevada de dose. Em reatores de piscina aberta mais potentes, como o RMB, a taxa de dose pode ultrapassar os limites ocupacionais, sendo introduzido um circuito termo-hidráulico que cria uma Camada de Água Quente (CAQ) purificada no topo da piscina, limitando o nível de radiação na sala do reator. O Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) construiu uma bancada experimental em escala 1/10 da piscina do RMB para o estudo do comportamento da CAQ e validação de modelos numéricos. Esse trabalho apresenta os resultados obtidos a partir de seu primeiro teste, mostrando a formação da CAQ.

1. INTRODUÇÃO

Há a necessidade no Brasil hoje de se criar a capacidade para produção de radioisótopos, de realizar testes em elementos combustíveis e de outros materiais para o uso em centrais nucleares e de conduzir pesquisa e desenvolvimento na área nuclear em geral. O governo brasileiro, por meio da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), firmou uma parceria com a Argentina para a construção do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB), que permitirá ao país se desenvolver nessas áreas estratégicas.

O RMB será um reator do tipo de piscina aberta com 30 MW de potência baseado no reator OPAL (Open Pool Australian Light-water), um reator de 20 MW projetado pela empresa argentina INVAP. Em reatores de piscina aberta, o núcleo do reator é imerso em uma piscina profunda de água desmineralizada e purificada. A coluna de água sobre o núcleo serve como blindagem radiológica para os operadores na sala do reator ao mesmo tempo em que permite fácil acesso ao núcleo [1].

Existe um sistema de desmineralização e deionização da água da piscina, mas ainda assim permanece uma pequena concentração de solutos. Quando esses estão próximos do núcleo, são ativados devido ao fluxo de nêutrons presente na região. Essa água ativa acaba ascendendo à superfície da piscina por convecção e aumentando a taxa de dose na sala do reator. A dose pode se tornar inadequada para os trabalhadores dependendo das condições de operação [2].

Esse problema é especialmente relevante em reatores de elevada potência que, em geral, são dotados de um circuito auxiliar que injeta constantemente água aquecida e purificada na superfície da piscina formando uma camada de água quente (CAQ). A CAQ funciona como blindagem entre a água da piscina e a sala do reator [2].

Uma ferramenta altamente poderosa e versátil no estudo do sistema da CAQ é a mecânica dos fluidos computacional (CFD). Entretanto, garantir a validade de modelos numéricos no estudo de sistemas com estratificação térmica de água tem se mostrado desafiador [3]. Frente a isso, foi concebida no Laboratório de Termo-hidráulica do Serviço de Tecnologia de Reatores (SETRE) no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) uma bancada experimental em escala uma escala 1/10 da piscina do RMB para o estudo do sistema da CAQ e validação de modelos numéricos para estudos posteriores. A escala escolhida permite reproduzir os fenômenos presentes na camada de água quente [4] e representa uma redução dimensional significativa que torna o experimento exequível com um orçamento reduzido.

O objetivo deste trabalho é apresentar os resultados do primeiro teste realizado na bancada experimental, mostrando a formação da CAQ, sua perturbação com a ativação do circuito de resfriamento da piscina e sua restauração após o sistema entrar em equilíbrio.

2. METODOLOGIA

2.1. Bancada Experimental

A bancada experimental possui aproximadamente a mesma geometria em uma escala de 1/10 da piscina do RMB [4]. As dimensões do tanque da bancada experimental estão mostradas na Fig. 1.

Dois circuitos termo-hidráulicos são responsáveis por recriar os fluxos produzidos pelo núcleo do reator e pelo circuito da CAQ. O circuito da piscina representa o fluxo através da chaminé e do circuito de refrigeração do núcleo, aquecendo e reinjetando a água no fundo da piscina como mostrado na Fig. 2. O circuito da CAQ é responsável pela formação da camada quente, com a sucção por um difusor a 150 mm da superfície e a injeção da água aquecida por outro difusor a 30 mm da superfície da piscina.

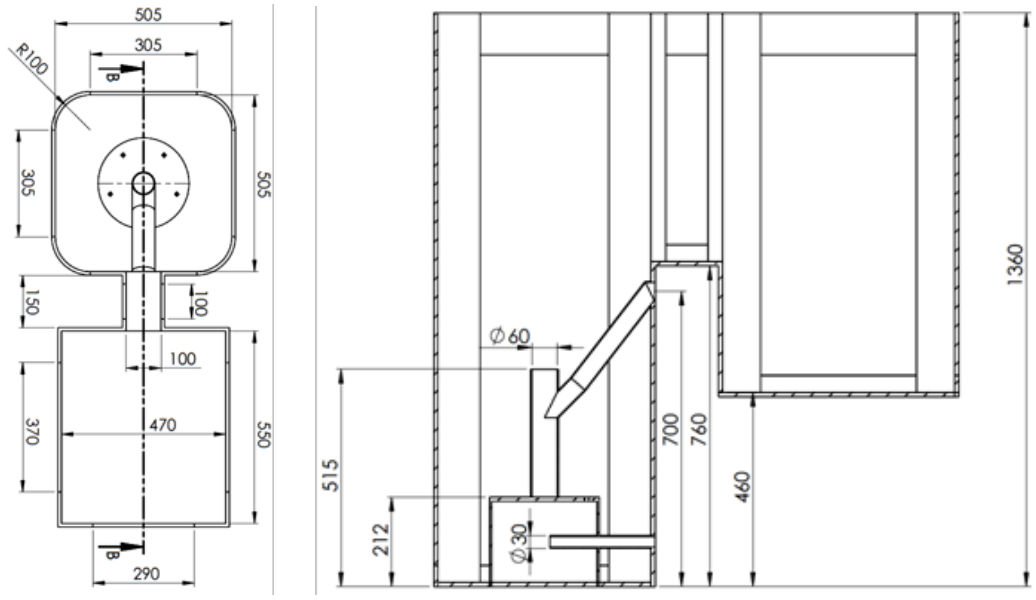


Fig. 1. Dimensões da piscina do modelo em escala do RMB (dimensões em mm).

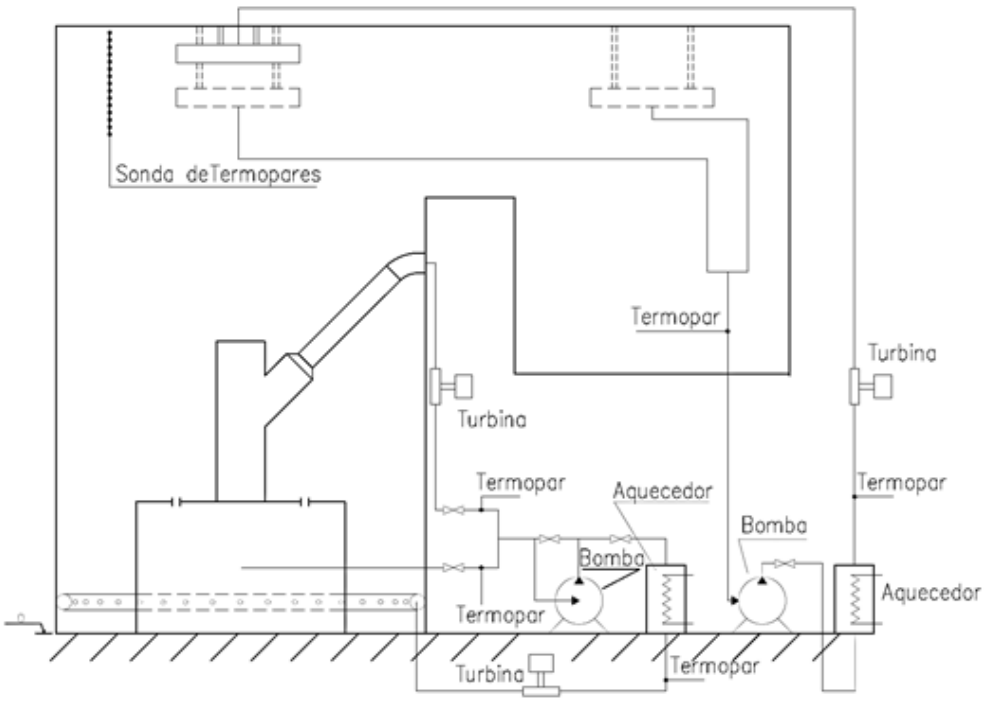


Fig. 2. Circuitos termo-hidráulicos do modelo em escala do RMB.

2.2. Condições de teste

Inicialmente, a piscina encontrava-se a 22°C. A primeira parte do teste consistiu em manter apenas o circuito da CAQ em funcionamento, até que se formasse uma camada estável com aproximadamente 20°C acima da temperatura da piscina.

Em seguida, o circuito da piscina foi ativado, com a temperatura de injeção configurada para variar de 22 a 30°C em 18 minutos, simulando uma operação transiente do reator. Nesta condição, água aquecida injetada no fundo da piscina ascende por empuxo, perturbando a CAQ. Após a temperatura da piscina se estabilizar a 30 °C, o efeito de empuxo da água injetada cessa, permitindo novamente a estabilização da camada.

Os parâmetros utilizados no teste são mostrados na Tab. 1.

Tab. 1. Parâmetros de teste.

Contorno	**Formação da CAQ**		**Transiente do reator e Recuperação da CAQ**	
	Vazão [l/min]	**Temp. [°C]**	**Vazão [l/min]**	**Temp. [°C]**
Injeção da Piscina	0	-	30	22-30
Sucção da Piscina	0	-	13,23	22-30
Sucção da Chaminé	0	-	16,77	22-30
Injeção da CAQ	0,6	46	0,6	46
Sucção da CAQ	0,6	46	0,6	46

O perfil da CAQ foi medido por uma sonda de 15 termopares localizada no centro da piscina do reator, medindo as temperaturas de 20 mm a 220 mm em relação à superfície da água.

3. RESULTADOS

O gráfico da Fig. 3 mostra a evolução do perfil da CAQ na primeira parte do teste. Esta etapa durou 6 horas e 8 minutos, tempo suficiente para que se observasse uma estabilização de seu perfil. Houve a formação de um patamar de temperatura na parte posterior do gráfico e o estabelecimento de um forte gradiente térmico próximo à região de sucção, caracterizando a formação da CAQ.

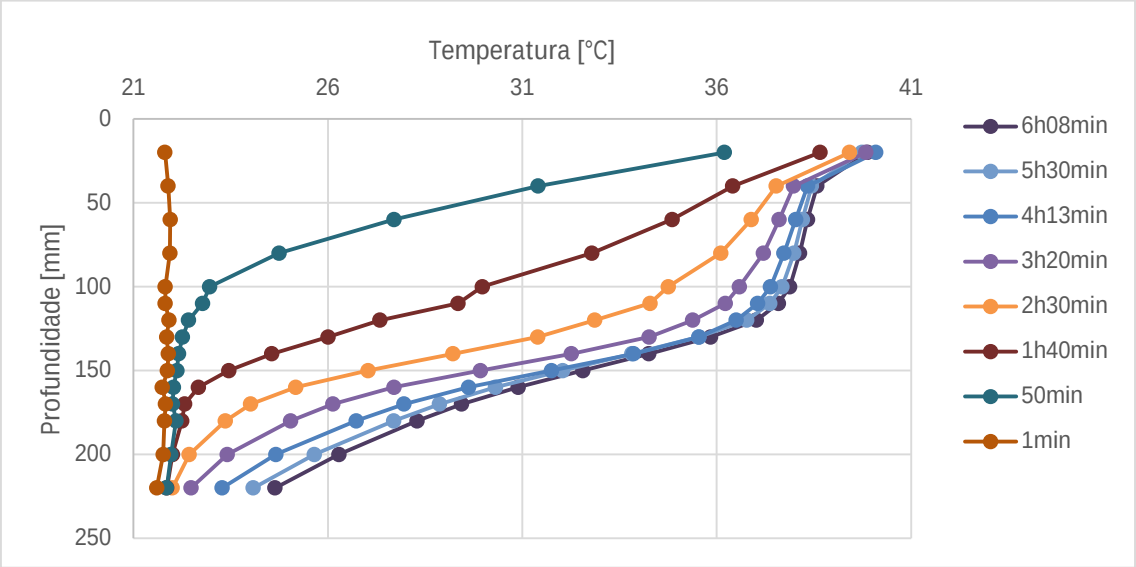


Fig. 3. Perfil de temperatura da CAQ ao longo do tempo durante a primeira parte.

A Fig. 4 mostra a evolução do perfil da CAQ após o acionamento do circuito da piscina. Logo se observou a perturbação do perfil da CAQ. A sua espessura foi reduzida devido à agitação provocada pela ascensão da água injetada na piscina, e formou-se um patamar inferior de temperatura devido à mistura com a água da piscina.

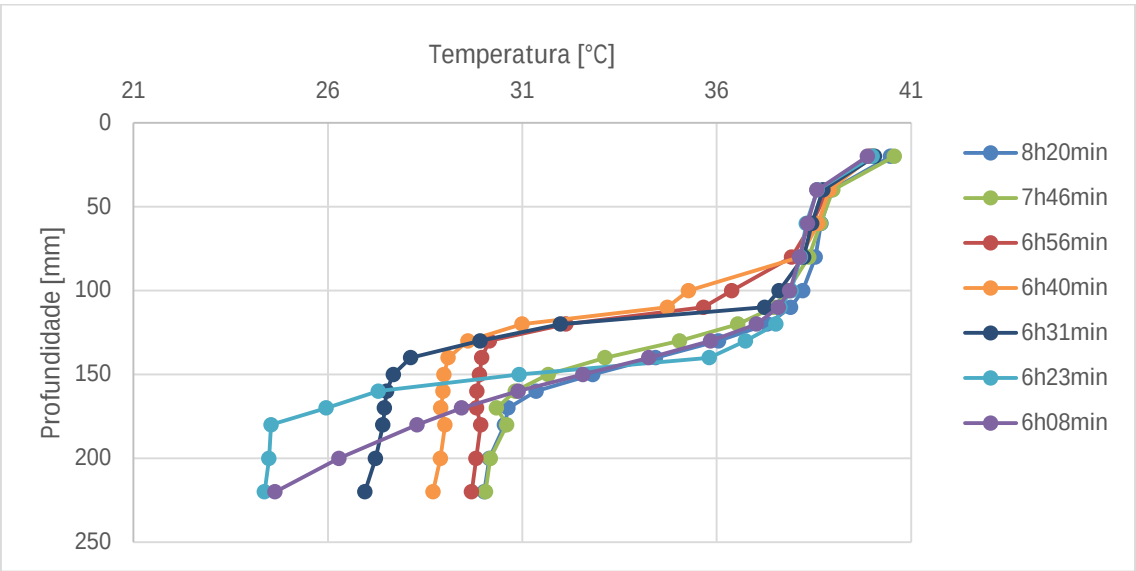


Fig. 4. Perfil de temperatura da CAQ ao longo do tempo após o acionamento do circuito da piscina.

Após a estabilização da temperatura da água da piscina, a CAQ recuperou a sua espessura, com o patamar superior de temperatura e a região do gradiente térmico retornando à mesma forma e posição obtida ao fim da primeira parte.

4. CONCLUSÃO

Este trabalho consistiu na realização do primeiro experimento do modelo em escala do RMB para a formação da CAQ. O teste mostrou que a bancada experimental é capaz de reproduzir o fenômeno da estratificação térmica sendo que, após a sua formação, a CAQ resistiu ao transiente do circuito de refrigeração da piscina e se recuperou, obtendo-se o perfil de temperatura esperado.

Em trabalhos futuros, outros testes devem ser realizados para se verificar a repetibilidade do experimento. Assim os dados experimentais podem ser usados para a validação de modelos numéricos para a CAQ.

AGRADECIMENTOS

Este projeto de pesquisa conta com o apoio das seguintes instituições brasileiras: Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG), Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI) e Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Perrotta, J. A., Soares, J. S., “RMB: The New Brazilian Multipurpose Research Reactor”, 45th Annual Meeting on Nuclear Technology, p. 30-34, (2015).

[2] Shokr, A. M., “Performance analyses of the pool-top radiation level reduction system at the ETRR-2 research reactor”. Kerntechnik, vol. 71, p. 130-133, (2006).

[3] Palmieri, B. L., “Avaliação de modelos numéricos de CFD para o estudo do escoamento de água da piscina do RMB” - INAC 2013, Recife, Brasil (2013).

[4] Schweizer, F. L. A, “Análise Numérica e Projeto de Experimento em Escala do Sistema da Camada de Água Quente do Reator Multipropósito Brasileiro”, Dissertação de Mestrado, Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, UFMG. Belo Horizonte (2014).

Id.: EN-17

OPENFOAM SIMULATION: MULTIPHASE FLOW USING INTERFOAM

Youssef Morghi[1], Amir Zacarias Mesquita[1], Jesus Puente[2], Ana Rosa Baliza[3]

[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN - MG)
Av. Presidente Antônio Carlos, 6.627
Campus da UFMG - Pampulha
31270-901 Belo Horizonte - Minas Gerais, Brasil
[2]Centro Federal de Educação Tecnológica Celso Suckowda Fonseca, CEFET
Campus Angra dos Reis– RJ, Brasil
[3]Eletrobras Eletronuclear, Angra dos Reis – RJ, Brasil
ymo@cdtn.br

Keywords: OpenFOAM, interFoam, Multiphase, Hydraulic engineering

ABSTRACT

The toolbox OpenFOAM (Open Field Operation and Manipulation) is a well-designed C++ library that allows the numerical simulation of various engineering applications. It is an open-source Computational Fluid Dynamics (CFD) package. There are several multi-phase solvers available in OpenFOAM. InterFoam is one of the widely used, and it is a solver for incompressible multiphase flow problems. This contribution is aiming to show the functionalities and capabilities of the toolbox for hydraulic engineering in nuclear applications. In order to promote the use of OpenFOAM, this article shows an introduction of CFD using OpenFOAM, and a practical example to use the interFoam solver.

1. INTRODUCTION

CFD is proved to be one of the vital part of the computer aided engineering (CAE) tools and it has been extensively used for various purposes. It approach to model fluid flow phenomena allows engineers and technical analysts to have a powerful fluid simulation on their desktop. However, almost all the available CFD software's are licensed with very expensive price and it is quite impossible for the users to fully access and modify the numerical codes. The open source "OpenFOAM" doesn't have these limitations. It allows the users to access and develop their own numerical modeling without pay any license [1].

OpenFOAM is, in essence, a collection of libraries with functionality that allows for these libraries to be used to solve CFD problems. It is based on the finite volume method in which the computational domain is divided (discretized) into small volumes and the equations to be solved are re-written to conform to the finite volume approach [2].

Through its object-orientated structure and the open source code concept it is very flexible and can be adjusted to very specific problems. This contribution is aiming to show the functionalities and capabilities of the toolbox for hydraulic engineering applications. This article shows the use of interFoam for a cylindrical element of incompressible fluid flowing in a pipe. It is a multi-phase flow simulation [3].

2. NUMERICAL MODE

Consider a cylindrical element of incompressible fluid flowing in a pipe, see Fig. 1.

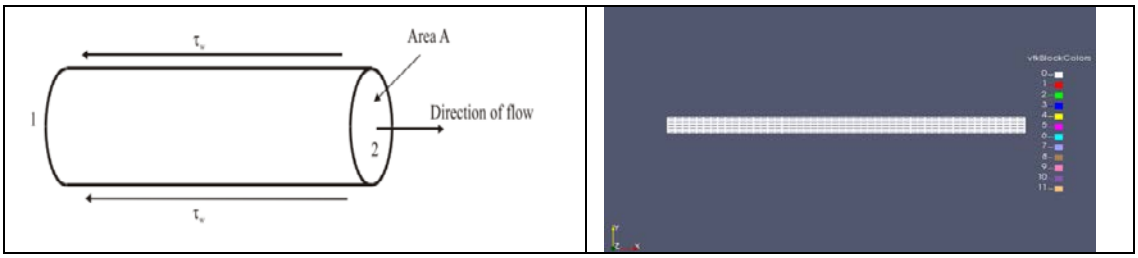


Fig. 1. Element of fluid flow in a pipe

The cases in OpenFOAM always have the same structure. Initially inside the folder of each case 3 other folders are found: 0/, constant/ and system/. The folder 0/ contains all the initial and boundary conditions for the different flow fields. Inside constant/ data from the geometry and the mesh are found, as well as the transport properties and turbulence properties and specifications [4] [5]. Finally, inside the system/ directory all the data regarding the numerical scheme and time step information are found in Fig. 2.

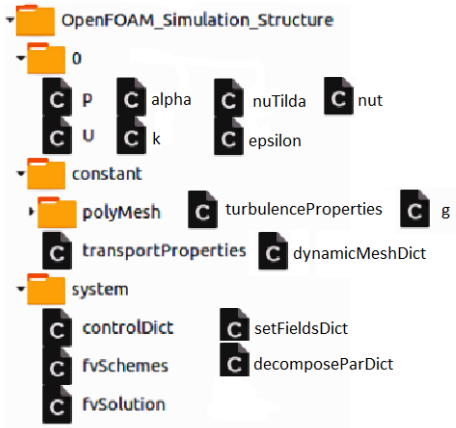


Fig. 2. OpenFOAM simulation case structure

2.1. Pres-Processing

2.1.1. Boundary & Initial Conditions

The boundary faces are '**inlet_water**' and '**inlet_air'** for the inlets, '**outlet_water**' and '**outlet_air**' for the outlets and '**lowerWall**' for the bottom the top wall is '**topWall**' [6].

The inlet of the velocities is the value that changes in the various cases that are under study. The values for the inlets of both phases are **fixed values** that vary depending on the case. The value for the inlet is set to **zeroGradient**. The outlet is defined as zeroGradient, which means that the velocity normal to the flow outlet is zero. At the walls, the velocity is also a **fixedValue** but it is set to 0, due to the no slip condition of the fluid in the walls.

For the pressure, since the velocity is fixed in the inlets and the walls, the dynamic pressure is set to **zeroGradient**, so that the gradient normal to the faces is zero, which enables the pressure to float as the velocity is fixed. The outlet boundary condition for the pressure is also set to **zeroGradient**.

The model of the boundary conditions that is used in the case is based in one from the damBreak tutorial [7].

2.1.2. Physical Properties

The fluid properties are defined in the **transportProperties** dictionary. Water and air are defined in the sub dictionaries of respectively phase1 and phase2. Phases (as Newtonian fluids) are defined in this case with the viscosity and density values as shown in Fig. 3.

```
phase1
{
    transportModel  Newtonian;
    nu              nu [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;
    rho             rho [ 1 -3 0 0 0 0 0 ] 1000;
    CrossPowerLawCoeffs
    {
        nu0             nu0 [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;
        nuInf           nuInf [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;
        m               m [ 0 0 1 0 0 0 0 ] 1;
        n               n [ 0 0 0 0 0 0 0 ] 0;
    }

    BirdCarreauCoeffs
    {
        nu0             nu0 [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 0.0142515;
        nuInf           nuInf [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;
        k               k [ 0 0 1 0 0 0 0 ] 99.6;
        n               n [ 0 0 0 0 0 0 0 ] 0.1003;
    }
}
```

```
phase2
{
    transportModel  Newtonian;
    nu              nu [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1.48e-05;
    rho             rho [ 1 -3 0 0 0 0 0 ] 1;
    CrossPowerLawCoeffs
    {
        nu0             nu0 [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;
        nuInf           nuInf [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;
        m               m [ 0 0 1 0 0 0 0 ] 1;
        n               n [ 0 0 0 0 0 0 0 ] 0;
    }

    BirdCarreauCoeffs
    {
        nu0             nu0 [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 0.0142515;
        nuInf           nuInf [ 0 2 -1 0 0 0 0 ] 1e-06;

         k                k [ 0 0 1 0 0 0 0 ] 99.6;
         n                n [ 0 0 0 0 0 0 0 ] 0.1003;
     }
}

sigma           sigma [ 1 0 -2 0 0 0 0 ] 0.07;
```

Fig. 3. Transport Properties file

2.1.3. Discretization

The choice of finite volume discretization schemes is specified in the fvSchemes dictionary in the system directory. The specification of the solvers equation, tolerances and other algorithm controls are made in fvSolution dictionary [8].

2.2. Post-Processing

The main post-processing tool provided with OpenFOAM is ParaView, an open-source visualization application. In this manner it is easy to visualize not only the magnitude and the direction of the flow, but other properties as well, simultaneously. ParaView is launched by writing paraFoam in the terminal. Velocity, pressure and volume fractions profile can be seen in paraView.

The first case simulated is the case where both phases have the same velocity in a horizontal channel. The velocity then is set to 1 m/s. As it can be seen in the Fig. 4, the separation of the phases occurs and the flow just continues in this state throughout the computational domain. There is no mixing between the two phases and the interface is quite smooth [9].

Fig. 4. Phase distribution

The distribution of the pressure is normal as it can be seen in Fig. 5. It is a constant value for each phase and the abrupt change happens where the interface is due to the density change.

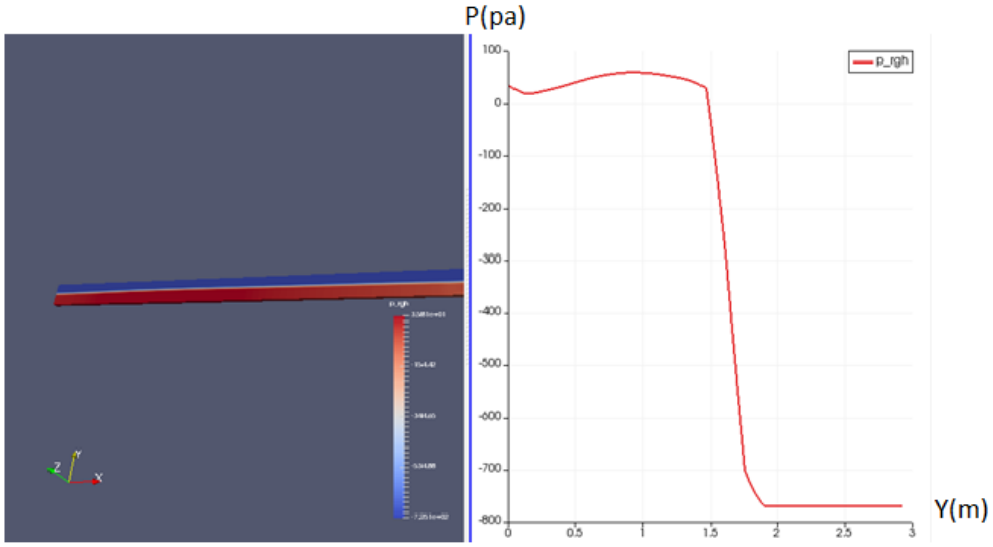


Fig. 5. Pressure distribution

In order to obtain the MULTI-PHASE FLOW SIMULATION the velocity of one of the two phases has to be higher than the other one. In this case the velocities for each of the phases were 10m/s for water and 1m/s for air. At low flow rates bubbles will gather at the top section of the pipe due to buoyancy [10]. But if the velocity keeps increasing the bubbles will uniformly distribute in the liquid as shown in Fig. 6.

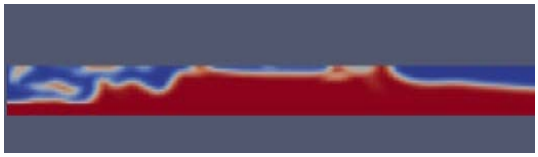


Fig. 6 (a). Phase distribution at t=3s

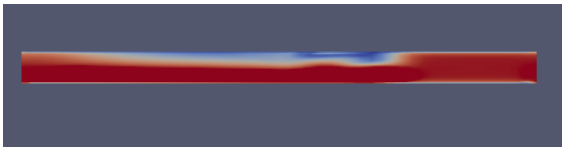


Fig. 6 (b). Phase distribution at t=1s

When the velocity of the air is sufficiently high, the flow pattern obtained is the annular flow. In theory, the air flows in an inner-core and the water forms a film on the channel wall [11].

If the velocity of the air keeps increasing the water, will shed of from the film layer and will entrain as droplets into the gas core. This regime is known as annular mist flow and there is a balance between the droplets that shed from the liquid layer and the bubbles coalescing at it, see Fig. 7.

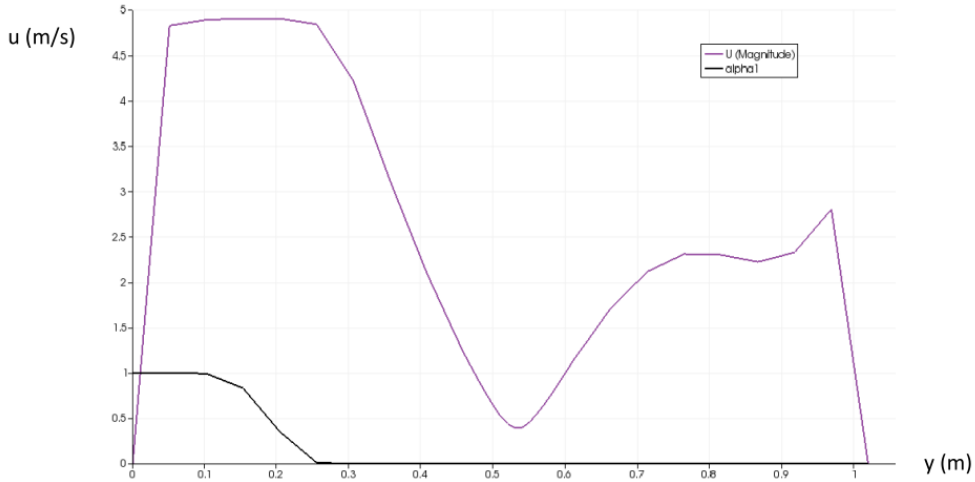


Fig. 7. Velocity profile at t= 4s

3. CONCLUSION

The results obtained indicate that OpenFOAM shows satisfactory performance when working with simple multiphase flows using the solver interFoam. The superficial velocities for both phases are assumed to be the velocities given in the initial conditions to make it easy to set up and understand the phases. For the first case were the velocity for both phases is the same, a stratified pattern is obtained. The graph shows instead that the flow should be stratified. However, if the theory part is read, it is clearly stated that if both phases have same low velocities the phases should separate. In the second case, it can be seen when the velocity value for the gas is 1m/s and the water is 10m/s the graph shows a bubbly flow part. This case is not a clear bubbly case but at least some bubbles can be observed.

ACKNOWLEDGMENTS

This research project is supported by the following Brazilian institutions: Nuclear Technology Development Center (CDTN), Brazilian Nuclear Energy Commission (CNEN), Research Support Foundation of the State of Minas Gerais (FAPEMIG), National Institute for Innovative Nuclear Reactors (INCTRNI), Brazilian Council for Scientific and Technological Development (CNPq) and CAPES/CNPq - Brazil program PEC-EG.

REFERENCES

[1] http://www.openfoam.org.

[2] http://en.wikipedia.org/wiki/OpenFOAM.

[3] http://cfd.direct/openfoam/user-guide/

[4] H. Medina; A. Beechook; J. Saul; S. Porter; S. Aleksandrova; S. Benjamin. Open source Computational Fluid Dynamics using OpenFOAM. Royal Aeronautical Society, General Aviation Conference, London, November. (2015).

[5] F. Moukalled, L. Mangani, and M. Darwish. The Finite Volume Method in Computational Fluid Dynamics. Springer International Publishing. (2015).

[6] H. Hemida. OpenFOAM tutorial: Free surface tutorial using interFoam and rasInterFoam. Division of Fluid Dynamics, Department of Applied Mechanics Chalmers University of Technology, SE-412 96 G¨oteborg, Sweden. (2008).

[7] OpenCFD Ltd. OpenFOAM, the Open Source CFD Toolbox, CFD Direct. OpenFOAM user guide, (2016).

[8] N.A. Sasongko; M.F. Arif. Open Source Computational Fluid Dynamic: Challenges and its Future. (2009).

[9] G. ElinToge. The significance of Froude number in vertical pipes – A CFD study. Mechanical and Structural Engineering and Materials Science/Energy. (2012).

[10] Y. Utanohara; I. Kinoshita; I.M. Murase; D. Lucas; C. Vallée; A. Tomiyama. Numerical simulations for steam-water multi-phase flow simulation tests using the 1/3 scale rectangular channel simulating a PWR hot leg. Nuc. Eng. Des. 249, pp. 14-23. (2012).

[11] C. Vallée; T. Hohne; H.M. Prasser; T. Suhnel. Experimental investigation and CFD simulation of horizontal stratified two-phase flow phenomena. Nuc. Eng. Des. 238, pp.637-646 (2008).

Id.: EN-18

PROPOSTA DE INVESTIGAÇÃO EXPERIMENTAL DO DESEMPENHO TERMO-HIDRÁULICO DE NANOFLUIDOS NA REFRIGERAÇÃO DE REATORES NUCLEARES À ÁGUA LEVE

Alexandre Melo de Oliveira[1], Amir Zacarias Mesquita[1], Isabela Carolina Reis[1]
[1]Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN
Av. Presidente Antônio Carlos, 6.627
Campus da UFMG – Pampulha CEP 31270-901 Caixa Postal 941 - CEP 30161-970
Belo Horizonte - Minas Gerais, Brasil
alexanoliveira@gmail.com

Palavras-Chave: Nanofluidos; Eficiência Térmica; Termo-Hidráulica; Reatores Nucleares

RESUMO

O desenvolvimento de nanofluidos é extremamente importante para aprimorar a condutividade térmica dos fluidos base. Uma das maneiras de se melhorar a segurança das centrais nucleares está relacionada à melhoria da sua capacidade de transferência de calor. O estudo de novos fluidos que melhorem a taxa de remoção de calor é fundamental para se obter maior eficiência de sistemas energéticos. Dentre os diversos fatores que comprometem a eficiência dos sistemas energéticos, podem-se destacar as limitações termofísicas dos fluidos convencionais. Estas limitações inibem, de forma bastante significativa, algumas aplicações industriais. Este artigo apresenta uma proposta de trabalho a ser realizada no Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN, que tem como objetivo o estudo da melhoria das características de transferência de calor do refrigerante, utilizado no circuito primário dos reatores nucleares, através da adição de nanopartículas. Serão utilizados, principalmente, nanotubos de carbono em água leve, que é o fluido mais utilizado para refrigeração dos reatores nucleares. Como suporte ao trabalho será projetada, montada e calibrada uma bancada experimental, com intuito de estudar o comportamento termo-hidráulico destes componentes.

1. INTRODUÇÃO

Nanofluidos são conhecidos por apresentar possibilidade de transferência de calor superior e são, portanto, investigados para aplicações em engenharia [1, 2, 3]. O estudo de novos fluidos que melhorem a taxa de remoção de calor, é fundamental para se obter maior eficiência de sistemas energéticos. Dentre os diversos fatores que comprometem a eficiência dos sistemas energéticos, pode-se destacar as limitações termofísicas dos fluidos convencionais, inibindo de forma bastante significativa algumas aplicações industriais. Neste trabalho, pretende-se estudar as características de transferência de calor de fluidos comumente utilizados, através da adição de nanopartículas, constituídas de nanotubos de carbono, em água leve. Água é o fluido mais utilizado, atualmente, na refrigeração de reatores nucleares.

A melhoria das propriedades térmicas é limitada pela condutividade térmica do fluido de trabalho. Com objetivo de superar tais limitações, diversos estudos de fluidos com partículas sólidas em suspensões vêm sendo realizados, desde a primeira publicação de Maxwell no final do século XIX [4]. Segundo [5], entretanto, tais estudos estão limitados à utilização de partículas com escala micro, que apresentam algumas desvantagens como:

- Sedimentação – as partículas, após algum tempo, sedimentam-se, criando uma camada junto às superfícies reduzindo a capacidade térmica.
- Desgaste – é possível reduzir a sedimentação, através do aumento da velocidade de circulação do fluido, mas com aumento do desgaste dos equipamentos e tubulações, etc.
- Obstrução – devido às dimensões das partículas os canais tendem a ficar obstruídos, particularmente nos estreitos canais de refrigeração.
- Perdas de carga – aumentam de forma bastante significativa.
- Condutividade térmica – é proporcional à concentração de partículas, mas potenciando problemas anteriores.

2. NANOFLUIDOS

Nanofluidos são constituídos por dispersões coloidais com um refrigerante tradicional como uma base, na qual as nanopartículas são suspensas. Em 1995, Choi [6], foi o primeiro a utilizar o termo "nanofluidos", e publicou os resultados de sua pesquisa teórica. Desenvolvimentos subsequentes em engenharia de nanofluidos contribuíram para o rápido crescimento da nanotecnologia e tecnologias de superfície ao longo da última década [7].

As suspensões coloidais mostraram substancialmente intrigantes do ponto de vista dos desempenhos térmicos, sobre quatro pontos [6]:

1. Aumento da condutividade térmica (aprox. 150%);
2. Aumento monofásico do coeficiente de transferência de calor (aprox. 60%);
3. Aumento do fluxo crítico de calor com regime de ebulição nucleada estendida (aprox. 200%);
4. Aumento da eficiência de resfriamento.

Verificou-se que apresentam propriedades térmicas melhoradas, por exemplo, quando atuando como líquido de arrefecimento, elevam o ponto de fluxo crítico de calor e molhabilidade da superfície em pequenas concentrações, o que é uma característica útil nos reatores nucleares.

Em trabalho recente [8], realizaram estudo com nanofluidos de nanotubos de carbono de parede múltipla (MWCNTs- *Multi-walled Carbon Nanotubes)* a base de água, com concentrações em volume de $0 < \varphi < 0{,}24\%$, para vazões mássicas de 20 g/s até 90 g/s. O calor fornecido pela parede do tubo através da resistência na seção de teste variou entre 500 W até 900 W. A avaliação do desempenho termo-hidráulico das três amostras de nanofluidos testadas foi realizada especificando o coeficiente relativo de transferência de calor por convecção, em função da potência de bombeamento relativa obtida nas potências de bombeamento na seção de teste. As três amostras estudadas, apresentaram um incremento na condutividade térmica, em média, de 6,3%, 8,8% e 17% superiores a do fluido base (água destilada). Demostrando o efeito da concentração no aumento desta propriedade. No entanto as três amostras também apresentaram um incremento na viscosidade em média de 8,8%, 17,8% e 11,6%.
Muito se tem estudado a respeito do desempenho da transferência de calor em diversos tipos de escoamento utilizando nanofluidos, constituídos de nanopartículas de diferentes materiais e diversos fluidos base, conforme mostrado na Tabela 1.

Tab. 1. Comparação dos trabalhos realizados que analisaram a transferência de calor por convecção em nanofluidos.

Autor	**Faixa de escoamento**	**Tipo de Nanofluido**	**Incremento do coeficiente convectivo (%)**
[9]	Turbulento	Al_2O_3 em água	+45
[10]	Laminar	Al_2O_3 em água	+47
[11]	Turbulento	SiC em água	-7 para 3.5 vol% mesma velocidade
[12]	Turbulento	TiO_2 em água	+26 para 1vol% -14 para 2vol%
[13]	Turbulento	TiO_2 em água	+22
[14]	Turbulento	TiO_2 e Al_2O_3 em água	+15%, para um mesmo número de Reynolds. -10%, para mesma potência de bombeamento.

Fonte: [8]

Em trabalho realizado por [3], foi feito um estudo sobre a utilização de nanofluidos para sistemas de resfriamento de emergência do núcleo, que é uma característica de segurança das centrais nucleares. Tais estudos mostraram que houve um aumento do fluxo de calor crítico, através da injeção de nanofluido em caso de perda da refrigeração por acidente.

Apesar de muitos estudos relatarem que houve um aumento da transferência de calor por convecção forçada utilizando nanofluidos, outras pesquisas mostraram que inconsistências nos resultados apresentados. Há situações onde não é verificado acréscimo tampouco diminuição no coeficiente de transferência de calor por convecção quando nanopartículas são adicionadas aos fluidos base. Contudo, nota-se em alguns casos a redução do valor do coeficiente de transferência de calor por convecção. Portanto, ainda são necessários mais estudos que validem e verifiquem o desempenho termo-hidráulico destes novos fluidos de arrefecimento [8].

Foram obtidas experimentalmente as curvas de inibição (temperatura versus tempo) em pequenas esferas (~1 cm) metálicas expostas a água pura e nanofluidos à base de água com alumina, sílica e nanopartículas de diamante em baixas concentrações ($\leqslant$ 0,1% vol.) [16]. As esferas utilizadas eram feitas de aço inoxidável e zircaloy, e foram resfriadas a partir de uma temperatura inicial de, aproximadamente, 1000°C. Os resultados mostram que o comportamento de têmpera em nanofluidos é quase idêntica à da água pura. No entanto, verificou-se que algumas nanopartículas acumulam na superfície da esfera, o que resulta na desestabilização da película de vapor em testes subsequentes com a mesma esfera, acelerando, assim, muito o processo de resfriamento.

Em estudo realizado por [17], utilizaram nanofluidos constituídos de dispersões diluídas de alumina, zircônia, e nanopartículas de sílica em água. Vários parâmetros que afetam a transferência de calor (ponto de ebulição, viscosidade, condutividade térmica, e a tensão superficial de ebulição) foram medidos e de forma consistente com outros estudos nanofluido, verificou-se ser semelhante aos de água pura.

Entretanto, para poço de ebulição (*pool boiling*) experimentos mostraram melhorias significativas do fluxo crítico de calor nos nanofluidos (até 200%).

3. METODOLOGIA

O principal objetivo desta pesquisa é o estudo e melhoria da condutividade térmica em sistemas de nanofluidos com adição de nanotubos de carbono. Para isto existem vários métodos, que se pretende utilizar, para a medição da condutividade térmica, ou sejam: oscilações de temperatura, placas paralelas em regime permanente (*steady-state parallel plate*) e a técnica do fio quente transiente (*transient hot wire*), sendo esta última a mais utilizada [18].

A técnica do fio quente funciona medindo a resposta temperatura/tempo do fio a um pulso elétrico abrupto. Nesta técnica o fio funciona como aquecedor e termômetro, sendo a condutividade térmica calculada através de uma derivação da Lei de Fourier.
Sistemas com suspensão de nanotubos de carbono têm apresentados os valores mais elevados para a condutividade térmica. Em estudo realizado por [19] sobre nanofluidos constituídos de nanotubos de parede múltipla adicionados à óleo, com objetivo de medir a condutividade térmica efetiva. Os resultados experimentais chamaram atenção por serem muito superiores aos indicados pelas previsões teóricas.

Em trabalho recente [9], estudaram nanofluidos à base de água de Al_2O_3 e ZrO_2 foram caracterizados quanto à sua utilização promissora em aplicações de transferência de calor. As medições experimentais foram realizadas a diferentes temperaturas. Condutividade térmica, viscosidade e densidade dos nanofluidos foram medidos. Concluiu-se que a concentração em volume, tamanho de partícula/forma e temperatura são variáveis importantes.

3. REULTADOS E CONCLUSÃO

Esta pesquisa iniciou-se em março deste ano (2016). No momento encontra-se em andamento a revisão bibliográfica, incluindo pesquisa dos nanofluidos mais adequados a serem adquirido para testes na bancada experimental.

Devido ao potencial da utilização de nanofluidos em sistemas de refrigeração de reatores nucleares, mesmo com a pesquisa ainda em andamento, foi verificada a viabilidade dessa aplicação, com diversos benefícios nessa possibilidade de uso. Com isso pode-se melhorar as características da transferência de calor de fluidos habitualmente utilizados como refrigerante, adicionando nanopartículas constituídas de nanotubos de carbono. E atuando como líquido de refrigeração primária em sistemas de segurança, contribuindo para a atenuação de acidentes graves.

AGRADECIMENTOS

Os autores destacam o agradecimento as seguintes instituições brasileiras: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais (FAPEMIG) e Instituto Nacional para Reatores Nucleares Inovadores (INCTRNI).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Choi, S.U.S. “Enhancing thermal conductivity of fluids with nanoparticles”. Developments and Applications of Non-Newtonian Flows, New York, 23, 99-105, (1995).

[2] Kim, H et al., “On the quenching of steel and zircaloy spheres in water-based nanofluids with alumina, silica and diamond nanoparticles”. International Journal of Multiphase Flow, 35, 427-438, (2009).

[3] Sajadi, A.R.; Kazemi, M.H. “Investigation of turbulent convective heat transfer and pressure drop of TiO2/waternanofluid in circular tube”. International Communications in Heat and Mass Transfer, 38, n. 10. 1474–1478. (2011).

[4] Choi, S.U.S. “Nanofluid Technology: Current status and future research”. Second Korean-American Scientists and Engineers Association Research Trend Study Project Review and the Korea-U.S., Viena-VA, (1998).

[5] Wen, D.; Ding, Y. “Experimental investigation into convective heat transfer of nanofluids at the entrance region under laminar flow conditions”. International Journal of Heat and Mass Transfer, n. 47. 5181-5188. (2004).

[6] Choi, S.U.S. “Enhancing thermal conductivity of fluids with nanoparticles”. Developments and Applications of Non-Newtonian Flows, New York, 23, 99-105, (1995).

[7] Duangthongsuk, W; Wongwises, S. “Effect of thermophysical properties models on the predicting of the convective heat transfer coefficient for low concentration nanofluid”. International Communications in Heat and Mass Transf. Vol. 35, 1320–1326. (2008).

[8] Haghighi, E.B et al., “Experimental Study on Convective Heat Transfer of Nanofluids in Turbulent Flow: Methods of Comparison of Their Performance”. Experimental Thermal and Fluid Science, (2014).

[9] Rocha, Marcelo S et al., “Thermophysical Characterization of Al_2O_3 and ZrO_2 Nanofluids as Emergency Cooling Fluids of Future Generations of Nuclear Reactors”. Proceedings:: 2015 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Nice-France, (2015).

[10] Wen, D.; Ding, Y. “Experimental investigation into convective heat transfer of nanofluids at the entrance region under laminar flow conditions”. International Journal of Heat and Mass Transfer, n. 47. 5181-5188. (2004).

[11] Yu, W et al., “Heat transfer to a silicon carbide/water nanofluid”. International Journal of Heat and Mass Transfer, n. 52, 3606-3612. (2009).

[12] Gómez, A.O.C.; Bandarra, F.E.P. “Análise Experimental do Desempenho Termo-Hidráulico de Nanofluidos MWCNTs/H2O”. Simpósio do Programa de Pós - Graduação em Engenharia Mecânica, Uberlândia-MG, (2014).

[13] Silva, B.A.A.D. “Caracterização de nanofluidos do ponto de vista termo-físico”. Universidade de Aveiro, (2010).

[14] Kang, M. et al., “Design process of the nanofluid injection mechanism in nuclear power plants”. Nanoscale Research Letters, Vol. 6, n. 1 (2011).

[15] Haghighi, et al., "Experimental Study on Convective Heat Transfer of Nanofluids in Turbulent Flow: Methods of Comparison of Their Performance". Experimental Thermal and Fluid Science, (2014).

[16] Kim, S. J., "Pool boiling heat transfer characteristics of nanofluids", (2007). Disponível em: http://hdl.handle.net/1721.1/41306. Acessado em 05 jan 2016.

[17] Yanjiao, et al., "A Review on Development of Nanofluid Preparation and Characterization", Powder Technology, pp. 89-101 (2009).

[18] Pak, B. C. and Cho, Y. I., "Hydrodynamic and Heat Transfer Study of Dispersed Fluids with Submicron Metallic Oxide Particles". Exp. Heat Transfer, n. 11, pp. 151-170, (1998).

[19] Chupin, A et al., "Applications of nanofluids to enhance LWR accidents management in in-vessel retention and emergency core cooling systems". Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, California, (2008).

Id.: EN-20

ANÁLISE NEUTRÔNICA DE ELEMENTOS DE UM REATOR PWR COM COMBUSTÍVEL REPROCESSADO E TÓRIO

Víctor F. Castro[1], Fabiana B. A. Monteiro[1], Claubia Pereira[1]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear
Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627
victorfariacastro@gmail.com

Palavras-Chave: Núcleo, Reprocessamento, Tório, Seção de choque

RESUMO

O trabalho consistiu no estudo do comportamento de elementos combustíveis de um PWR nos quais foi inserido combustível nuclear reprocessado e diluído em tório através da técnica UREX+. Os parâmetros estudados incluem o fator de multiplicação e a composição isotópica ao final de um período de queima, usando o módulo TRITON que acopla os códigos NEWT para transporte neutrônico utilizando metodologia determinística, e ORIGEN-S, para a queima, todos eles parte do pacote de códigos SCALE6.0. Juntamente com esse estudo, foram geradas bibliotecas de seções de choque colapsadas e homogeneizadas a dois grupos de energia para futura aplicação em códigos que utilizam métodos de difusão nodal, em particular o código PARCS.

1. INTRODUÇÃO

A utilização de tório como combustível para reatores nucleares é estudada desde os princípios do desenvolvimento da área nuclear. O ciclo deste combustível, desde então é considerado uma alternativa, entre outras, ao uso de urânio [1]. No Brasil, estima-se que existam abundantes reservas de tório em torno de 0,60 milhões de toneladas, supondo-se ser a maior reserva no mundo, que totaliza cerca de 2,23 milhões de toneladas [2].

Além da abundância deste material, uma das grandes vantagens de seu uso como combustível em reatores é a existência de um isótopo fértil de tório. No caso do tório natural, mais de 99,9% encontrado na natureza é o isótopo ^{232}Th que ao interagir com um nêutron, pode converter-se em ^{233}U, que é um isótopo físsil.

Desta forma, nos anos 60, foi criado no Brasil um grupo para estudo e desenvolvimento de combustíveis baseados em tório, dentro do Programa Nuclear Brasileiro, mas logo foi abandonado no final desta mesma década, por decisão do governo brasileiro. Desde então, alguns programas de pesquisa e desenvolvimento nesta área foram criados, mas com acordos realizados entre governos brasileiro e alemão para construção de outros reatores PWR no Brasil, estes programas foram terminados [3].

Aliando-se as vantagens do ciclo de combustível do tório com a ideia de reprocessamento e reutilização do combustível queimado, diversos estudos vêm sendo realizados para a utilização de tório como possível diluidor do combustível queimado reprocessado. Neste âmbito, o Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG tem apresentado, desde a década de 90, novos estudos de técnicas de reprocessamento com a inclusão de tório, dentre eles pode-se citar [4] [5]. Baseando-se então nestas novas técnicas, a ideia é

ampliar os dois trabalhos citados anteriormente, e verificar o comportamento do núcleo, quando da inserção de elementos constituídos por estes combustíveis. Para isso faz-se necessário gerar as seções de choque macroscópicas correspondentes e então utilizá-las para a simulação dinâmica do núcleo e avaliar parâmetros tais como distribuição de potências, fatores de picos, etc. e como estes combustíveis podem interferir na segurança do núcleo.

Este trabalho é a parte inicial deste projeto. Inicialmente, um elemento combustível é montado com combustível nuclear reprocessado utilizando a técnica UREX+ em elementos combustíveis PWR e então diluído em tório. Para averiguar o modelamento foram analisados a evolução da criticalidade e a composição isotópica deste elemento ao ser irradiado. Os códigos utilizados foram o NEWT para o transporte de nêutrons e o ORIGEN-S para a queima. O módulo TRITON acopla estes dois programas e também conta com a funcionalidade do tratamento de seções de choque levando-se em conta a distribuição das células de combustível no elemento. Todos eles fazem parte do pacote de códigos SCALE6.0 [6]. O código NEWT possui a funcionalidade de obter parâmetros físicos para a geração de dados de seções de choque para a criação de uma biblioteca que pode ser usada em códigos de difusão nodais. Assim, esta função foi implementada no modelo criado, obtendo-se seções de choque homogeneizadas e colapsadas a duas energias.

2. METODOLOGIA

A modelagem dos elementos combustíveis baseou-se nos dados do reator disponíveis no FSAR (Relatório Final de Análise de Segurança) da usina de Angra 2 [7]. Trata-se de um PWR desenvolvido pela Siemens/KWU (atual Areva NP) em conjunto com a Eletrobras do Brasil. Seguindo este documento, 6 tipos de elementos combustíveis estão presentes no núcleo do reator de Angra 2, com diferentes enriquecimentos e quantidade de varetas contendo veneno queimável.

A Tab. 1 contém os parâmetros dos elementos combustíveis usados. Estes elementos são refrigerados e moderados com água leve e, para o desenvolvimento deste trabalho, foi considerado que não havia boro diluído em nenhuma das etapas de queima. Os seis tipos de elementos presentes no núcleo do reator são descritos na Tab. 2.

Tab. 1 Parâmetros dos elementos combustíveis do PWR de Angra 2.

Parâmetro	**Valor**
Tipo de elemento	16x16
Passo do elemento	23,11 cm
Número de varetas combustíveis por elemento	236
Número de tubos guia por elemento	20
Passo das varetas	1,43 cm
Comprimento ativo	391,6 cm
Material do veneno queimável	Gd_2O_3
Material do revestimento e tubo guia	Zircaloy 4

Tab. 2. Tipos de elementos presentes no núcleo do reator de Angra 2.

Enriquecimento de UO_2 em ^{235}U	**Número de varetas contendo veneno queimável**
1.9%	0
2.5%	0
	12
3.2%	0
	8
	12

No trabalho realizado para este artigo, os materiais combustíveis com UO_2 foram totalmente substituídos por uma mistura de combustível reprocessado diluído em tório a 22,5% [8]. Este valor foi obtido em uma análise de criticalidade utilizando a sequência CSAS6, também parte do SCALE6.0, de forma a preservar o mesmo valor de criticalidade do núcleo. Nesta análise, obteve-se o k_{eff} do núcleo usando combustível fresco. Em seguida, todo o material combustível UO_2 do núcleo foi substituído pelo combustível reprocessado diluído em tório a diferentes concentrações, variando entre 1% e 25%. Os k_{eff} destes modelos foram obtidos e comparados com o k_{eff} do núcleo com combustível fresco. À concentração de 22,5% de tório no combustível reprocessado, os k_{eff} dos núcleos modelados com diferentes combustíveis são idênticos e este foi o valor usado na análise dos elementos deste artigo.

Ao substituir o combustível UO_2 dos elementos pelo combustível reprocessado, os elementos que possuem a mesma quantidade de varetas de combustível poderão ser modelados apenas uma única vez (i.e., os elementos com UO_2 enriquecido a 2,5% e 3,2%, contendo 12 varetas de veneno queimável serão idênticos ao substituir o UO_2 pelo combustível reprocessado). Desta forma, apenas três tipos de elementos combustíveis foram estudados de acordo com a quantidade de varetas de veneno queimável presentes (0, 8 e 12). Um quarto caso foi também modelado para os elementos localizados na borda do núcleo, levando-se em conta sua proximidade com o refletor axial. Estes elementos na borda do reator não possuem varetas de veneno queimável. Este caso se faz indispensável para calcular parâmetros necessários em códigos nodais, em particular, o fator de descontinuidade do elemento (ADF – Assembly Discontinuity Factor) na interface elemento-refletor.

Como dito anteriormente, o código NEWT permite a colapsação dos grupos de energia e a homogeneização de materiais utilizados. Para a geração de seções de choque, 238 grupos foram colapsados a 2 grupos, sendo o primeiro o grupo rápido com energias entre 20 MeV a 4 eV e o segundo de 4 eV a 10E-5 eV. As temperaturas utilizadas para a queima foram de 873 K para o combustível, 618 K para o revestimento e 583 K para o moderador. O tempo de queima foi de 868,5 dias à potência específica constante de 38 MW/MTU sem paradas e sem tempo de resfriamento ao final desse período.

Da Fig. 1 à Fig. 3 estão representados os três tipos de elementos considerados. A configuração dos elementos foi obtida pelo relatório referenciado em [7].

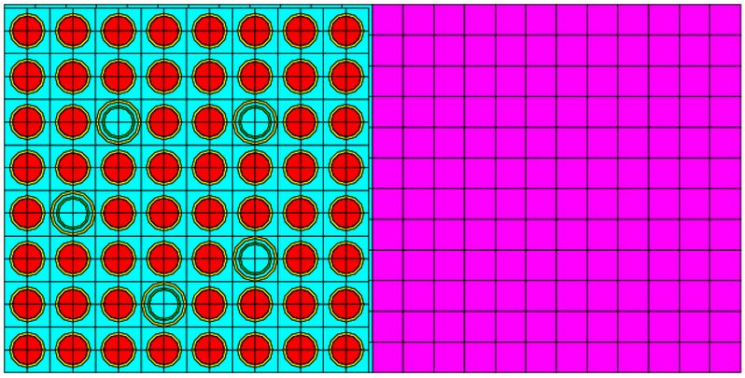


Fig. 2. ¼ de elemento com 0 varetas de veneno queimável e refletor.

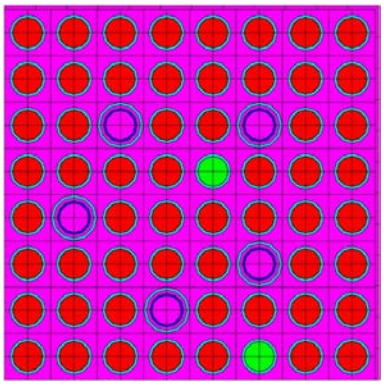


Fig. 3. ¼ de elemento com 8 varetas de veneno queimável.

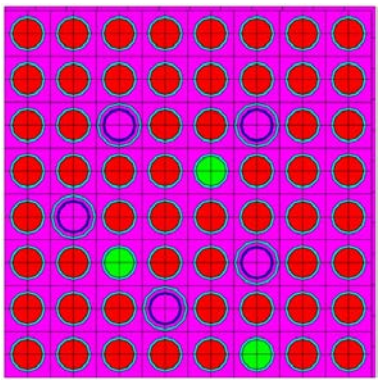


Fig. 4. ¼ de elemento com 12 varetas de veneno queimável.

3. RESULTADOS

Os resultados apresentados representam as evoluções do k_{inf} e da composição isotópica de alguns dos principais actinídeos durante o período de queima especificado no capítulo anterior. Na Fig. 4, pode-se verificar o comportamento do fator de multiplicação de nêutrons infinito durante a queima dos elementos.

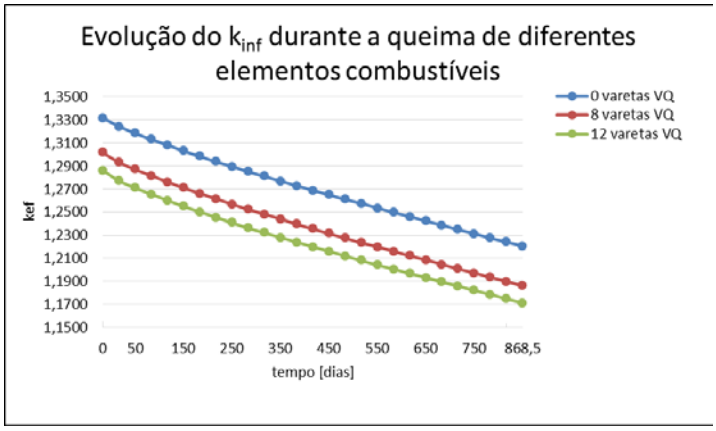


Fig. 5. Evolução do kinf durante a queima dos elementos combustíveis.

A presença de varetas de veneno queimável em um elemento reduz o k_{inf} devido às grandes seções de choque de absorção de nêutrons dos ^{155}Gd e ^{157}Gd.O fato de que a inserção de veneno queimável introduz reatividade negativa no sistema, pode ser utilizado para prolongar-se o tempo de queima.

Da Fig. 5 à Fig. 8 é possível verificar a evolução isotópica em gramas do ^{233,235}U e ^{239,241}Pu durante o período de queima.

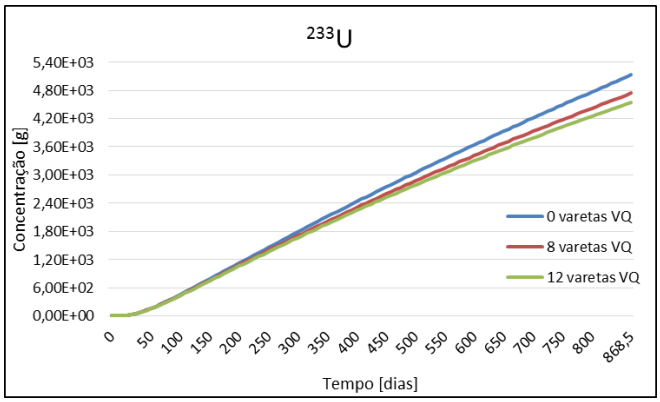


Fig. 6. Concentração de ^{233}U durante a queima

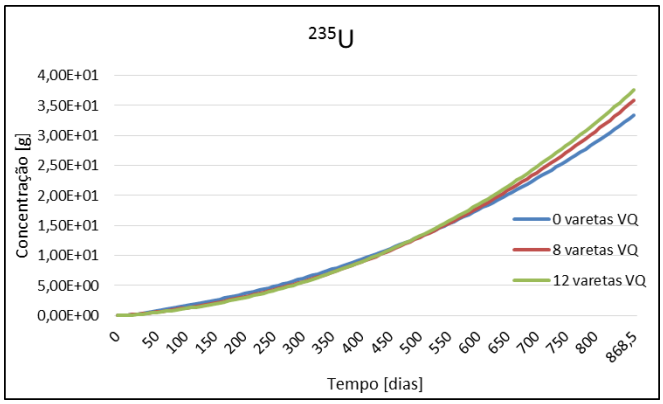


Fig. 7. Concentração de ^{235}U durante a queima

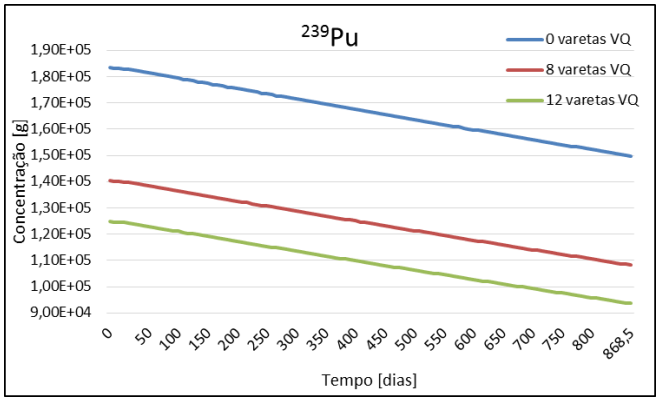


Fig. 8. Concentração de 239Pu durante a queima.

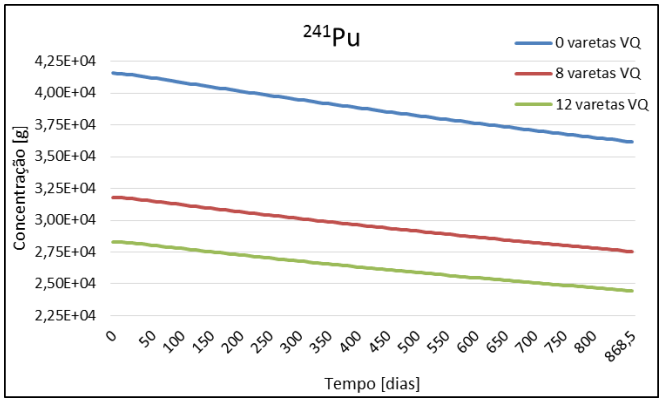


Fig. 9. Concentração de 241Pu durante a queima.

Verifica-se que, enquanto a quantidade de plutônio decresce durante a queima, existe um acréscimo de urânio, proveniente do combustível reprocessado, em particular, do ^{233}U, parte do ciclo do tório que é o objeto de estudo. A presença de outros isótopos neste ciclo, em particular o ^{233}Pa que tem alta seção de choque de absorção de nêutrons na faixa térmica, não impede o acúmulo do ^{233}U. O período de queima avaliado é curto o suficiente para verificar que não há equilíbrio entre a queima de ^{233}U e sua produção. Trabalhos futuros deverão incluir um tempo maior de irradiação para uma avaliação mais detalhada da produção deste isótopo.

4. CONCLUSÃO

Neste trabalho, avaliou-se o comportamento de combustíveis reprocessados diluídos em tório durante sua irradiação. Realizaram-se cálculos de transporte e queima em três tipos de elementos combustíveis de um

PWR com variadas quantidades de veneno queimável, utilizando os códigos NEWT e ORIGEN-S acoplados pelo TRITON.

Resultados em termos do fator de multiplicação infinito foram apresentados e são coerentes com o modelo simulado, de modo que o elemento com menor quantidade de veneno queimável apresenta valores de k_{ef} maiores durante todas as etapas de queima.

Além desses parâmetros, foi possível obter os valores de seções de choque colapsadas e homogeneizadas, e dos ADF's dos sistemas modelados. À continuação deste trabalho propõe-se gerar mais parâmetros neutrônicos variando-se a temperatura do combustível e do moderador para a criação de uma biblioteca de seções de choque para utilização no código PARCS.

AGRADECIMENTOS

Agradecimentos às agências de fomento à pesquisa, CAPES, CNPq e FAPEMIG, que direta ou indiretamente contribuíram para o desenvolvimento deste trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] International Atomic Energy Agency, "Thorium fuel utilization: Options and trends," Viena, 2002.

[2] International Atomic Energy Agency, "Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges," Viena, 2005.

[3] J. R. Maiorino and T. Carluccio, "A Reviewe of Thorium Utilization as an option for Advanced Fuel Cycle - Potential Option for Brazil in the Future," in ANES 2004: Americas Nuclear Energy Symposium, Miami Beach, October 2004.

[4] Euzimar Marcelo and Cláubia Pereira, "Avaliação Neutrônica da Utilização de Tório na Composição de Combustíveis por Técnicas de Baixo de Grau de Descontaminação," in 11th Meeting on Reactor Physics and Thermal Hydraulics, Poços de Caldas, 1997.

[5] Fabiana B. A. Monteiro and Rochkhudson B. de Faria, "Assessment of the Insertion of Reprocessed Fuels and Combined Thorium Fuel Cycles in a PWR System," in 2014 IMRC Meeting, Cancun, 2014.

[6] SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vols. I–III, January 2009, Available from Radiation Safety Information Computational Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-750.

[7] Eletrobras Termonuclear S.A., "Final Safety Analysis Report - FSAR Angra 2," Rio de Janeiro, 1999.

[8] Monteiro, F. B. A. "Proposta de Combustível Reprocessado Micro Heterogêneo Diluído em Tório para Sistemas PWR.", Tese, Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil. No prelo.

Id.: EN-21

UMA ABORDAGEM HISTÓRICA DOS REATORES RÁPIDOS E O DESENVOLVIMENTO DO MODELO GFR NO SÉCULO XXI

Macedo A. A. P.[1], Clarysson A. M. da Silva[1,2], Claubia Pereira[1,2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte MG, CEP 31270-901, Brasil, Phone/Fax: 55-31-34096662
[2]Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brazil
macedo@nuclear.ufmg.br; clarysson@nuclear.ufmg.br; claubia@nuclear.ufmg.br

RESUMO

Este trabalho aborda de forma resumida o desenvolvimento histórico dos reatores rápidos, apontando para a possibilidade de utilização das tecnologias de reprocessamento não proliferantes. O alto desempenho destes sistemas em espectros mais endurecidos contribui com a manutenção e queima dos Actinídeos Menores (AM) dentro do ciclo do combustível, apontando para uma tecnologia realmente sustentável. Dentro da concepção dos reatores rápidos, destaca-se o GFR (Gas-cooled Fast Reactor), cujas possibilidades se sobrepõem aos problemas técnicos a serem enfrentados. Dentro desta perspectiva, nasce o projeto ALLEGRO de um GFR de 75 MWt programado para entrar em operação em dez anos. Juntando-se a dezenas de pesquisadores ao redor do mundo, que tem investigado e estudado este modelo, o DEN-UFMG agrega conhecimento, dando sua contribuição à pesquisa mundial. Uma proposta de um modelo GFR de 100 MWt foi ampliada a partir de um estudo sobre uma possível utilização de TRU (tranurânicos) e tório no combustível. O trabalho apresenta então alguns resultados alcançados relativos ao desempenho neutrônico de três concepções de combustíveis, (U, Pu)C, (U, TRU)C e (Th, TRU)C, avaliando a evolução de k_{inf} e a formação de nuclídeos importantes durante a queima. Também foram realizados alguns testes relativos à inserção de um absorvedor e a avaliação do coeficiente de temperatura.

Palavras-Chave: GFR, ALLEGRO, TRU, tório, reprocessamento

1. INTRODUÇÃO

Os reatores de nêutrons rápidos diferenciam-se basicamente pelo tipo de fluido refrigerante e pela ausência de um moderador de nêutrons [1, 2]. Os fluidos podem ser o chumbo ou o sódio líquidos, sais fundidos, gás carbônico ou hélio. Sua principal característica está na maior probabilidade de fissão dos isótopos fissionáveis e de actinídeos menores, podendo alcançar, do ponto de vista teórico, um rendimento que pode superar em 11% um reator térmico convencional do tipo PWR [1, 2]. A possibilidade de sua utilização também na co-produção de hidrogênio e dessalinização são características que se somam à necessidade urgente de utilização de métodos de reprocessamento não proliferantes, neste caso, o UREX + [1, 10]. Este levantamento histórico propõe-se a mostrar alguns aspectos na evolução alcançada em testes reais e simulações, no que diz respeito a novos materiais, sobretudo àqueles que, num futuro próximo, deverão ser utilizados nos reatores rápidos. Este estudo então será encerrado mostrando resultados neutrônicos alcançados no DEN-UFMG ao modelar um núcleo GFR abastecido com TRU e tório.

2. METODOLOGIA

O trabalho foi desenvolvido tendo como base a pesquisa histórica do assunto disponível em livros e em artigos eletrônicos. Alguns dos resultados neutrônicos aqui apresentados fazem parte dos artigos que foram pesquisados. Outros, dizem respeito a resultados obtidos em uma dissertação de mestrado [10], onde o SCALE 6.0 é usado para cálculos neutrônicos em estado estacionário e durante a queima. Os dados para as seções de choque são obtidos diretamente do programa pela biblioteca V7-238. Os gráficos apresentados foram construídos pela utilização dos programas ORIGIN 7.0 e MATLAB 8.0 e com o auxílio do sistema NJOY, quando foi necessário gerar bibliotecas de seções de choque em temperaturas distintas.

3. RESULTADOS

Os modelos de reatores rápidos apresentados neste breve histórico informativo têm como principal referência àquelas apontadas em [1, 2] da lista de referências.

SFR: Apresenta alta eficiência termodinâmica e grande experiência de operação. Em contrapartida, o sódio apresenta baixo ponto de fusão (< 90^0C). A reação de transmutação do ^{23}Na em ^{24}Na implica na necessidade de um sistema secundário. Ainda apresenta a possibilidade de aumento local na reatividade.
LFR: Também apresenta alta eficiência termodinâmica e alguma experiência de operação por russos e americanos. Em contrapartida, a reação entre Pb e aço produz corrosão neste material. A alta densidade do refrigerante requer altas taxas de bombeamento e também apresenta baixo ponto de fusão (<330 ^{0}C).
MSFR: Dispensa a fabricação do elemento combustível. Sua viabilidade foi demonstrada pelos americanos nos anos 1970. Os americanos demostraram esta possibilidade, os custos desta concepção, porém, são elevadíssimos.
GFR: Apesar de este modelo nunca ter sido construído, existe uma boa experiência de operação com o refrigerante gasoso He em reatores térmicos como o HTTR. Além disso, o He é um gás inerte e monofásico e possui alta eficiência térmica. Apresenta, no entanto, a necessidade de se manter o He a alta pressão e em alta vazão. Historicamente, todos os reatores rápidos refrigerados a sódio sofreram vazamento deste fluido. Mesmo assim, os modelos BN-350 e BN-600 russos foram considerados confiáveis, cada um deles apenas com um vazamento. França, Estados Unidos, Japão, Índia e Inglaterra são os outros países que possuem experiência com os reatores rápidos. Estados Unidos e Rússia construíram os modelos refrigerados a chumbo e apenas os Estados Unidos construíram um único modelo refrigerado a sais fundidos. A Tab. 1 apresenta o estado da arte.

Tab. 1. Resumo dos principais estudos sobre o GFR publicados no século XXI.

Trabalho/autor(es)/ano	Principais resultados
Core Design and Reactor Physics of a Breed and Burn Gas-cooled Fast Reactor – Peter Yarsky - MIT, 2004	Modelaram dois núcleos GFR de 2400 e 3400 MWt, apresentando resultados neutrônicos, térmicos, de segurança e custos. As simulações foram feitas no MCNPX utilizando dois combustíveis, UC e UN (carbeto e nitreto de urânio) [3].
GEN-IV *International Forum-Anual Reports* 2007 e 2008	Estabeleceram metodologias e estipularam metas de trabalho em grupo com o objetivo de iniciar pesquisas teóricas e práticas nas concepções de reatores inovadores [2].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2009	Os seis modelos de reatores de 4ª geração apresentados nos fóruns anteriores da GEN-IV são estabelecidos com informações mais consistentes [2].

GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2010	São estabelecidos estudos de segurança e custos, bem como parcerias com órgãos internacionais [2].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2010	Os seis modelos são confirmados estabelecendo-se estudos que apontam características dos principais componentes dos núcleos [2].
Contributions to the neutronic analysis of a gas-cooled fast reactor/Martín del Campo et al/2010	Pesquisadores da UAM *(Universidad Altónoma del México)* modelaram um elemento combustível GFR. Foram realizados testes da evolução do combustível (U, Pu)C e de alguns nuclídeos. As simulações foram feitas nos programas MCNPX e TRIPOLI [3, 4, 5].
Fuel Depletion Modeling of a GFR Using the SCALE6.0/ *R. JEČMENICA et al/2010*	Apresentaram basicamente os mesmos estudos dos pesquisadores mexicanos utilizando o SCALE 6.0 [7].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2011	Apresentaram testes relacionados às temperaturas do combustível metálico (U, PU)C e de saída do refrigerante para o GFR. Apontou uma possível eficiência termodinâmica de 45% para este sistema [2].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2012	Apresentaram estudos que confirmam a necessidade de que os modelos utilizem métodos não proliferantes para reprocessamento. Mostra mais detalhes de um modelo GFR de 2400 MWt [2].
Contributions to the neutronic analysis of a gas-cooled fast reactor/ Martín del Campo et al/2012	Evoluiu de seu modelo de elemento combustível para um núcleo GFR de 100 MWt. Estabeleceu a melhor geometria para o núcleo [3, 4 ,5].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2013	Apresentaram testes reais com o revestimento SiC do combustível (U, Pu)C no modelo GFR-2400 Mwt [2].
Validation of simplified methods for fuel depletion calculations in gas-cooled fast reactors/ Martín del Campo et al/2013	Realizaram os mesmos testes do elemento combustível, desta vez para o núcleo em uma queima mais estendida [3, 4, 5].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2014	Ampliaram testes com o composto SIC para revestimento. Foram apresentados resultados para exposição a altas temperaturas e para testes de porosidade no composto [2].
Sensitivity Studies os ALEGRO GFR Demonstrattor/ INPh/ Lenka D. et al/2015	Apresentou um modelo GFR-75 MWt. Alguns resultados neutrônicos foram apresentados para um núcleo abastecido com MOX e com seis elementos de testes abastecidos com (U, PU)C em um sistema "plate type fuel" [7].
GEN-IV *International Forum-Anual Report* 2015	Apresentaram alguns resultados da proposta ALLEGRO-75 Mwt, tais como características de um possível trocador de calor intermediário e um possível sistema para purificação do He [2].
Neutronic Performance of (U, Pu)C Fuel of GFR using SCALE 6.0 /Macedo A. A. P et al/2015	Apresentaram testes para o elemento combustível GFR com resultados para quatro diferentes bibliotecas [8].
Neutronic Analysis of Reprocessed Fuel in a Lattice of a GFR/Macedo A. A. P et al/2016	Introduziram dois novos combustíveis (U, TRU)C e (Th, TRU)C e realizaram os mesmos testes do artigo anterior [9]. Os resultados com o combustível baseado em tório apresentaram as peculiaridades esperadas pela formação do ^{233}U.
Proposta de um Reator Rápido Refrigerado a Gás e	A dissertação apresentou testes neutrônicos para elemento e o núcleo GFR de 100 Mwt abastecido com os combustíveis (U, Pu)C, (U, TRU)C e (Th, TRU)C

Utilizando Transurânicos/ Macedo A. A. P/dissertação 2016	juntamente com diversos testes relacionados à performance e caracterização do núcleo [10].
Trabalhos futuros	Apresentar os testes neutrônicos obtidos na dissertação, desta vez para o núcleo GFR. Modelar o núcleo ALLEGRO usando "pin tipe fuel". Estabelecer um modelo GFR próprio baseado nas experiências anteriores. Realizar testes relacionados à termoidráulica do modelo proposto.

3.1 Alguns resultados do DEN-UFMG

O projeto GFR modelado é essencialmente o mesmo proposto pelos pesquisadores da UAM [3, 4, 5]. Sua geometria e composições foram desenvolvidas tendo como base as recomendações do GEN-IV [1]. As principais características para a célula, o elemento combustível e o núcleo, são apresentadas na Tab. 2. A Fig. 1 mostra a evolução de k_{inf} ao longo de 300 dias de queima. A Fig. 2 apresenta o erro percentual relativo referente a cada programa utilizado.

Tab. 2. Características e dados geométricos. Fonte: [3, 4, 5] (adaptado)

Parâmetro	**Combustível**	**Gap**	**Revestimento**	**Refrigerante**
Material	(U, Pu)C	He	SiC	He
Comp. (% massa)	(64/16/20)	100	(50/50)	100
Dens. (g/cm^3)	6,04	0,01	2,889	0,01
Geometria	cilíndrica	cilíndrica	cilíndrica	hexagonal
Características gerais				
Altura ativa	N^o de el. comb.	N^o de el. ref.	N^o de el. controle	
100 cm	78	84	7	

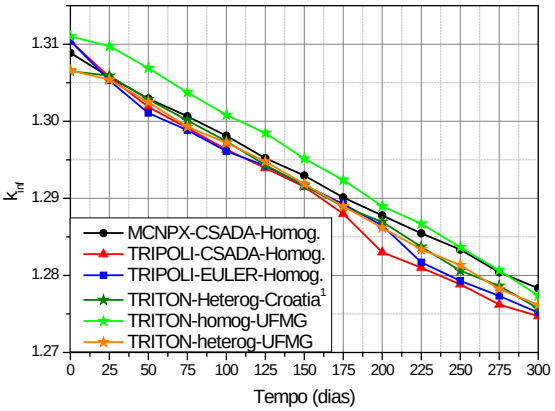


Fig. 1. Evolução de k_{inf} para (U, Pu)C.

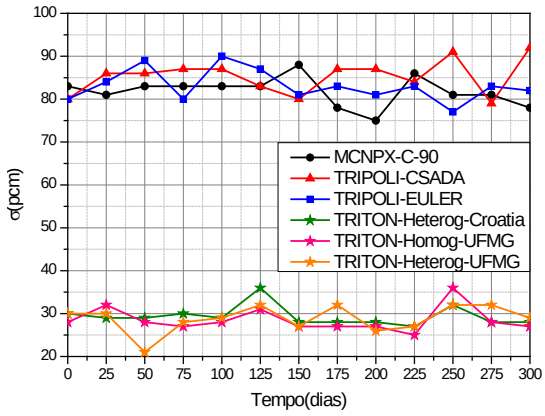


Fig. 2. Evolução de desvio padrão.

Note que o TRITON do SCALE 6.0 apresenta um erro cerca de três vezes menor que os programas MCNPX e TRIPOLI. Os tempos de processamento dos programas também são bastante diferentes, sendo que o SCALE apresenta um tempo bem inferior.

A Tab. 3 mostra os resultados para a queima do (U, Pu)C em 300 dias. Mesmo considerando as maiores diferenças, estas não são significativas e podem ser justificadas pela utilização de diferentes modelos (homogêneo/heterogêneo) e diferentes bibliotecas de seção de choque.

Tab. 3. Evolução de k_{inf} para os três combustíveis estudados.

Tempo (dias)	UAM (México) [3, 4 5]			FEEC-DAP Croatia [6]	DEN - UFMG	
	MCNPX CSADA	TRIPOLI CSADA	TRIPOLI EULER	TRITON HETEROG	TRITON HOMOG	TRITON HETEROG
0	1,30882	1,31041	1,31042	1,30651	1,31101	1,30660
300	1,27833	1,27472	1,27517	1,27571	1,27737	1,27404

3.2 Inserção de TRU e Tório no Combustível

Os TRU dos combustíveis (U, TRU)C e (Th, TRU)C foram obtidos do reprocessamento UREX+ com material proveniente do reator Angra-I. A Fig. 3 mostra a evolução na soma final das concentrações dos TRU.

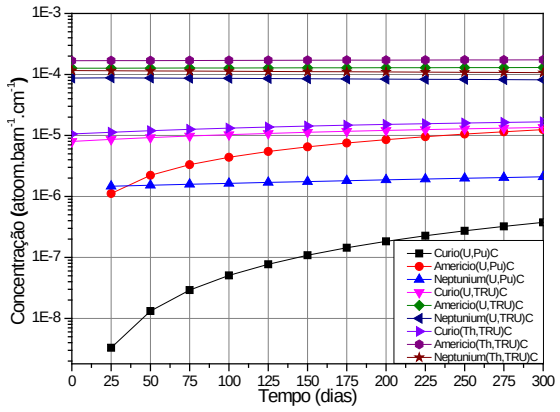


Fig. 3. TRU durante a queima.

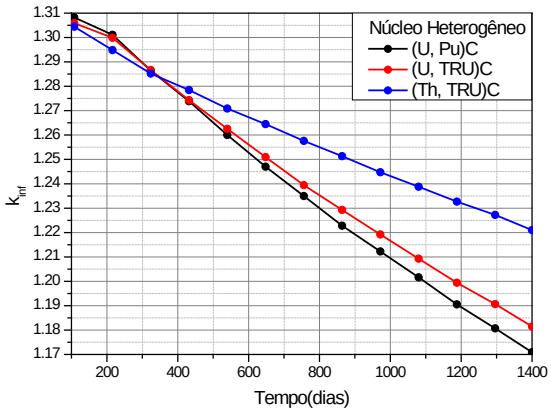


Fig. 4. k_{inf} em 1400 dias de queima.

A Fig. 4 refere-se ao estudo feito para o núcleo em uma queima mais estendida e identifica o comportamento característico da queima de um combustível baseado em tório, evidenciando os efeitos da criação do ^{233}U. Na queima estendida, os três combustíveis apresentaram comportamento esperado, como mostram todos os valores negativos do coeficiente de temperatura, como se pode observar na Fig. 5. A Fig. 6 mostra a resposta dos três combustíveis à inserção de absorvedores.

Para o teste com o absorvedor B_4C, sendo ^{10}B (wt 90%), o combustível tradicional (U, Pu)C alcançou a subcriticalidade com pouco mais de 90 cm da altura dos elementos inserida. Já para os dois novos combustíveis, o resultado ideal somente pôde ser alcançado após acréscimo de cerca de 40% na massa do absorvedor, o que foi possível depois do aumento de 1.0 mm no raio das varetas.

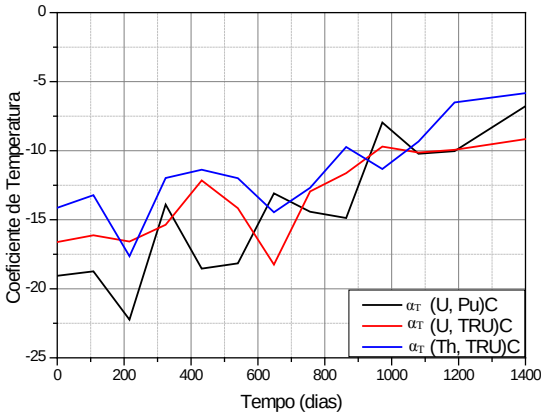


Fig. 5. Evolução do coeficiente de temperatura.

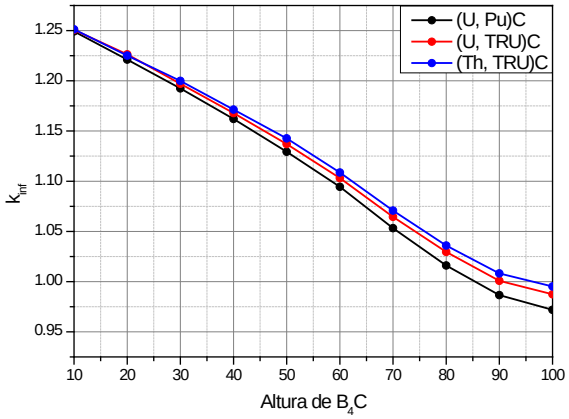


Fig. 6. k_{inf} com absorvedor B_4C.

4. CONCLUSÃO

Após apresentar um resumo do retrospecto para o modelo GFR, o trabalho apresenta alguns dos principais resultados da pesquisa realizada no DEN-UFMG. A inserção de TRU e tório em um combustível reprocessado foi avaliada a fim de se fazer comparações com os resultados já conhecidos para o combustível (U, Pu)C. Com a avaliação neutrônica proposta e para este modelo de reator, os resultados foram absolutamente compatíveis e esperados, não produzindo alterações consideradas indesejadas. Estes e outros resultados também mostraram total compatibilidade com o modelo que foi oportunamente validado. O DEN-UFMG prossegue os estudos tendo como objetivo principal para o próximo ano, propor e modelar um núcleo GFR de concepção própria.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Annual Report – "Gen-Iv International Forum" (2007 to 2015).

[2] Thomas B. Cochan, et al. "Fast Breeder Reactor Programs: History and Status" A research report of the International Panel on Fissile Materials, February, (2010).

[3] P. Yasky, "Core design and reactor physics of a breed and burn gas-
cooled fast reactor - Massachusetts Institute of Technology". Dept. of Nuclear Engineering. MIT. (2002).

[4] R. Reyes-Ramírez, et al. "Comparison of MCNPX-C-90 and TRIPOLI-4-D Ffor Fuel Depletion Calculations of a Gas-cooled Fast Reactor". Annals of Nuclear Energy 37, 1101-1106, (2010).

[5] C. Martín-del-Campo et al. "Contributions to the Neutronic Analysis of a Gas-cooled Fast Reactor". Annals of Nuclear Energy 38, 1406-141,(2011).

[6] C. Martín-del-Campo et al. "Validation of simplified Methods for Fuel Depletion Calculations in Gas-cooled Fast Reactors". Annals of Nuclear Energy 60, 218-225, (2013).

[7] R. Ječmenica, et al. "Sensitivity Studies of ALLEGRO GFR Demonstrator" - Institute of Nuclear and Physical Engineering, Slovak University of Technology in Bratislava, Ilkovičova 3, 812 19, Bratislava, Slovakia, EU.

[8] Macedo A. A. P, et al. "Neutronic Performance of (U, Pu)C Fuel of GFR Using Scale 6.0. MRS Proceedings, Volume 1814, January 2016, imrc2015sim28-abs016.

[9] Macedo A. A. P. et al. "Neutronic Analysis of Reprocessed Fuel in A Lattice of a GFR", International Congress on Advances in Nuclear Power Plants - ICAPP 2016, 17 - 20 April 2016 San Francisco, California, USA (2016).

[10] Macedo A. A. P. "Proposta de um Reator Rápido Refrigerado a Gás Utilizando Transurânicos". Dissertação de mestrado DEN-UFMG, 2016

Id.: EN-22

NUCLEAR FUEL REPROCESSING OPTIONS

Cassia Vaz de Melo M.[1], Carlos E. Velasquez[1,2], Claubia Pereira[1,2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte
MG, CEP 31270-901,Brasil, Phone/Fax: 55-31-34096662
[2]Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brazil
cassiavazmm@gmail.com; carlosvelcab@hotmail.com; claubia@nuclear.ufmg.br

Keywords: reprocessing techniques, transuranic, actinides, spent fuel

ABSTRACT

Different reprocessing techniques are being developed for the treatment of spent fuel in order to decrease the amount of nuclear waste that is being progressively added to the global cumulative inventory. All these processes aim to reduce the contribution to the final repository though more efficient disposal of nuclear waste. Therefore, some new reprocessing options with non-proliferation characteristics have been proposed and the goal is to compare the different techniques used to maximize the effectiveness of the spent fuel utilization and to reduce the volume and long-term radiotoxicity of high-level waste. The goal is to present the different techniques used for spent fuel reprocessing and a first approach of their composition. The work development might be employed in hybrids systems and generation IV reactors.

1. INTRODUCTION

Nuclear power generation is expected to play an important role to the world energy industry as annual projections by the IAEA predict substantial global developments of nuclear technologies during this century to ensure its safety and sustainability [1].

At the beginning of the nuclear era a “once through” fuel cycle policy was implemented, in which the uranium passes once through the power reactor and the irradiated fuel is disposed intact in a geologic repository. Currently the recycling of the irradiated fuel has been practiced in a number of countries, allowing the recovery of fissile uranium and plutonium back into the fuel cycle as mixed oxide (MOX) fuel [2]. Nevertheless, there is an extensive range of treatment options for spent fuel management which would follow interim storage of spent fuel. However, the continuous irradiation of the fuel increases the amount of long-lived transuranic elements, which pose a high radiotoxicity [3].

To reach a sustainable nuclear development it is necessary to enhance the effectiveness of natural resources utilization and reduce the volume and long-term radiotoxicity of transuranics, reinforcing the non-proliferation characteristics [4]. To achieve this goal it is necessary to identify viable technical options such as; a burn-up extension and recycling using different reprocessing techniques.

The main goal of this article is to describe the reprocessing technologies available and that can be reused in Generation IV Reactor and Hybrid reactors. It aims to reduce the amount of nuclear waste which goes to a final repository, have better management of natural resources and avoid proliferation of fissile

materials. The reprocessing technologies were chosen considering the development stage in the lab scale, and the ones that offers a non-proliferation characteristics.

2. METHODOLOGY

The first step was to research the various reprocessing options and the development of new technologies of reactors [5]. The second step was to select the group of different techniques that will be used as nuclear fuel, which must fulfill non-proliferation characteristics. Those options aim to achieve one or all of the four objectives for waste management, such as, waste minimization, toxicity reduction, volume reduction and security (deterrence of proliferation). These objectives can be achieved through physical or chemical means.

3. DISCUSSIONS

Several categories of radioactive waste are produced in the nuclear industry, ranging from highly radioactive waste to low radiation level waste [4]. The selected processes are presented in Table 1. Different techniques using various types of solvents have been studied and tested in many countries to significantly reducing the amount of nuclear waste that goes to final repository. It is needed to achieve very high separation processes efficiency and the cost benefit of it, which will be a strong factor in deciding the suitable option to be utilized in the future.

Tab. 1. Spent fuel new reprocessing options with non-proliferation characteristics

Process name & country	Details
Co-extraction of actinides (COEX) - France	Aqueous separation methods using BTP extractant molecules (derived from PUREX process). MOX from FR. UO_2 from LWR.
New Extraction System for TRU (NEXT) – Japan	
Reprocessing-partitioning (REPA) - Russia	
Uranium extraction/heteregeneous (UREX+ 3a) - US	Innovative aqueous processes using new extractant molecules. UO_2 from LWR FR and ADS fuels
Uranium extraction/ homogeneous (UREX+1ª) - US	
Group actinide extraction (GANEX) - France	
Amide-based Radio-resources Treatment with Interim Storage of Transuranics (ARTIST) - Japan	
DDP (Dimitrov-grad DryProcess) - Russia	Non-aqueous technologies (dry route) - Pyrochemical processes
Pyro-chemical – (liq-liq) process - France	
Fluoride Extraction (FLUOREX) -Japan	Hybrid methods combining hydro and Pyrochemical processes.

3.1. Detalhes dos Processos

- COEX – The COEXTM or COEXtraction process has been developed by French workers, and is designed to bleed some of the U (and possibly Np) into the Pu product to eliminate the pure Pu stream [6]. Some of the process characteristics are: co-management of U and Pu for fuel fabrication; no pure Pu (enhanced proliferation resistance); Homogeneous MOX fuel fabrication; applicability to nitride and carbide fuels; possibility of integrated cycle (Online Reprocessing and Re-fabrication) and compatibility with Diamex-Sanex process for the separation of Minor Actinides [2].
- NEXT - Consists of high efficiency dissolution, crystallization, U/Pu/Np co-recovery and MA recovery with solvent extraction for trivalent f-elements intra-group separation. This high efficiency is obtained via separation and concentration of products, which are achieved by crystallization of bulk fission-product components [4]. This crystallization technology, which recovers approximately 70% of the uranium dominating the heavy metal mass in the solution of spent fuel beforehand, allows a drastic reduction of the throughput in the following processes, leading to a streamlining of installations. The purification process of uranium product and plutonium product is eliminated from this process [2].
- REPA – This process aim to reduce the volume and radiotoxicity of radioactive waste with no pure Pu separation. It is especially interesting for facilities far from sea, because of the separation of 3H in head operations. It is an optimized PUREX process with SNF thermochemical destruction, followed by oxidizing and re-crystallization, conversion of fuel to nitrates and production of concentrated solution, uranium separation by a crystallization method, and mother solution extraction reprocessing with simultaneous partitioning of (U + Pu), TRU and rare earths, and Cs/Sr [2].
- UREX+ 3 - Pu extracted with Np and then blended with U. Separation of U, Cs, Sr, Tc, I, noble gases. It is a cascade of five solvent separate extraction processes, referred to here as “process modules” and one ion exchange process [4].
- UREX+1 - Important as an extraction of the TRU elements as a group; there is no separation among the TRUs which are to be burned as fuel in fast spectrum reactors (FR). No pure Pu-separation (co-extraction of TRUs), separation of U, Cs, Sr (storage), Tc (storage or potential transmutation), Pu+TRU (recycling) and the FPs (waste) [4].
- GANEX – extraction of most of the uranium from the spent fuel, followed by group separation of plutonium and the minor actinides (neptunium, americium and curium). The process is important due to the co-management of actinides and no pure plutonium separation (Enhanced proliferation resistance) [7].
- ARTIST – Reduction of the volume and the radio-toxicity of waste. Expected high recovery factor for Am from SNF solution in a rather simple way, via extractants. The extractants called BAMA and TODGA are used for uranium separation and all TRU separation, respectively [2].
- DDP – It is an electro-winning process, where spent oxide fuel is de-clad and fragmented, resulting in the co-deposition of uranium, neptunium and plutonium oxides at the cell cathode and liberation of chlorine at the anode. The process results in a reduction of volumes of radioactive waste and the enhancement of proliferation resistance [2].
- Pyro-chemical – (liq-liq) process - Reprocess of a very high burnup fuels (radioactive solution with high content of fissile material). After de-cladding and crushing, the fuel powder is placed in an electrochemical cell in which the fuel and fission product oxides are reduced to the metallic

state by electrolysis in a LiCl bath. Salt resistant to radiolysis, low neutronic moderation ratio (criticality risk downsized) [4].

- FLUOREX – Is a hybrid system that combines fluoride volatility and solvent extraction methods; most of the uranium in spent fuel is separated efficiently by the fluoride volatility method and MOX is recovered by the well-established conventional PUREX process. Compactness of the equipment for the pyrochemical part of the process is important due to the reduction of LLW volumes and enhancement of proliferation resistance [2].

The nuclear fuel cycle management aims to eliminate minor actinides (MA) via partitioning and transmutation, in particular americium and curium [4]. After the separation process, they cannot be fully transmuted in a closed fuel cycle with thermal reactors and new reactor generations have been tested to be used for this purpose.

Considering the different treatment options for spent fuel, the best one to be employed relies on the context of overall nuclear deployment scenarios. This scenario may dictate different fuel cycle options depending on each country's nuclear policy, cost–benefit considerations, and public acceptance [3]. Currently, the once through fuel cycle with direct disposal of spent fuel and storage and postponed decision are the reference nuclear deployment scenarios in a very large majority of countries using nuclear energy due to its viability.

For future considerations, the different techniques with non-proliferation for spent fuel reprocessing and a first approach of their composition will be important for the selection of the best closed fuel cycle nuclear process.

Overall, the point now is to enhance the management of minor actinides given a particular envisioned future nuclear deployment scenario.

4. CONCLUSION

The development of fission-product reprocessing technologies will continue to progress in the future to meet the needs of nuclear waste management. The desirability of reducing the heat load on geologic repositories will likely keep interest for improved separations in the long term.

Due to the nuclear energy deployment scenarios, the direct disposal of spent fuel will not eliminate the possibility of introducing new techniques because of the energy demand and concerns about the environment

Expansion of applicable techniques beyond solvent extraction, ion exchange, and precipitation is occurring. Electrochemical methods, supercritical fluid extraction, and membrane technologies, for example, are expect to develop for application in advanced reactor concepts based on generation IV.

In summary, the need for advanced fission-product separation technologies will remain strong in the context of new fuel cycles, and it is expected to play an increasing role as a major option for optimizing the management of spent nuclear fuels.

5. ACKNOWLEDGMENTS

I would like to thank the people and institutions that contributed to the execution of this work:
- CAPES, for research funding;
- To my supervisor Prof. Cláubia Pereira for her support and encouragement;
- To Carlos for helping the execution of the work;
- To colleagues, staff and faculty of the DEN / UFMG;

- The School of Engineering;
- My friends and family.

6. BIBLIOGRAPHY

[1] AIEA, "Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050," International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2012.

[2] AIEA, "Spent Fuel Reprocessing Options," International Energy Agency, Vienna, Austria, 2008.

[3] A. A. Gad Allah, "Safety aspects of radioactive waste management in different nuclear fuel cycle policies, a comparative study," Aswan, 2008.

[4] K. L. Nash and G. J. Lumetta, Advanced Separation Techniques for Nuclear Fuel Reprocessing and Radioactive Waste Treatment, 2 ed., Sawston: Woodhead Publishing Limited, 2011.

[5] C. E. Velasquez, G. p. Barros, C. Pereira, M. A. F. Veloso and A. L. Costa, "Axial Neutron Flux Evaluation in a Tokamak System: a Possible Transmutation Blanket Position for a Fusion–Fission Transmutation System," *Nuclear Physics,* pp. 237-247, 28 August 2012.

[6] P. Baron, B. Boullis, M. Germain, J. P. Gue, P. Miguel, F. J. Poncelet, J. M. Dormant and F. Dutertre, “Extraction Cycles Design for La Hague Plants,” *Proc. Global'93*, pp. 63-70, 12-17 September 1993.

[7] J. Adnet and et al, “The development os new hydrometallurgical processes for actinides recovery: The GANEX process,” *Global'05*, pp. 12-23, 9-13 October 2005.

Id.: EN-23

AVALIAÇÃO DA POSSIBILIDADE DE UTILIZAÇÃO DAS REDES NEURAIS SOM, BAYESIANAS E ELMAN PARA OTIMIZAÇÃO DE RECARGA EM UM REATOR PWR

Edyene Oliveira[1], Claubia Pereira[2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear – EE/UFMG
Av. Antônio Carlos, 6627 Campus UFMG
Pampulha – Belo Horizonte – MG
edyene.oliveira@gmail.com

Palavras-Chave: Reator, PWR, Redes Neurais Artificiais

RESUMO

Técnicas de RNA (redes neurais artificiais) foram avaliadas com o objetivo de encontrar um conjunto de posições de elementos combustíveis que satisfaçam os requisitos necessários para uma recarga. Foram usados neste projeto três modelos de redes neurais e dez algoritmos de treinamento diferentes. Duas delas são modelos não recorrentes, ou seja, são as RNA *Feed-Forward* e a terceira será do tipo recorrente. Neste último caso será implementada a RNA Elman. Além destes modelos um quarto modelo de RNA será avaliada, trata-se do tipo SOM (*Self Organizing Map*). Esta RNA tem como objetivo agrupar dados similares. É uma RNA auxiliar. A proposta é utilizar esta rede neural para gerar grupos de dados e, em seguida, utilizar estes dados de saída como entrada para os outros dez modelos. O resultado esperado para este projeto é que os modelos de RNA propostos possam receber um conjunto qualquer de elementos combustíveis e possam apresentar as posições ideais de inserção destes no núcleo minimizando o fator de pico de potência radial.

1. INTRODUÇÃO

As redes neurais artificiais (RNA) são ferramentas cujo processamento é baseado no cérebro humano. Este possui cerca de 10 bilhões de neurônios e tais células se entrelaçam por meio de sinapses formando uma rede neural. As redes neurais artificiais possuem estrutura similar ao natural com unidades de processamento análogas aos neurônios inclusive com processamento paralelo [2].

Existem várias arquiteturas de redes neurais artificiais e a escolha para utilização depende do tipo de problema a ser solucionado. A RNA pode ter camada única (modelo *Perceptron)* ou pode ser constituída por múltiplas camadas (*Multi Layer-Perceptron*). Existe ainda outro modelo de RNA, a SOM (*Self-Organizing-Map),* onde os neurônios são distribuídos em linhas e colunas aparentando uma grade. A característica marcante que caracteriza uma RNA é o tipo de treinamento a que é submetida. Assim como a arquitetura da RNA, a escolha do treinamento depende do problema a ser solucionado. Para tanto, existem dois tipos de treinamentos, o supervisionado e o sem supervisão.

Uma rede neural supervisionada é aquela em que sua entrada é constituída pelos valores de entrada e saída. Isso indica que a rede neural artificial recebe o valor padrão como entrada e ao mesmo tempo a resposta correta para este dado. O objetivo do uso da RNA é que no futuro ao receber apenas o dado de

entrada ela possa generalizar e identificar a resposta correta baseada na experiência adquirida anteriormente. Por meio deste tipo de RNA podem ser solucionados problemas de Classificação e Predição, como, por exemplo: reconhecimento de voz, imagens faciais, reconhecimento de caracteres, predição financeira e outros [3].

Por outro lado, o treinamento não supervisionado é aquele em que a RNA recebe os dados sem rótulos. Neste caso, ela não conhece o dado, ou seja, a RNA precisa analisar as características do dado a fim de determinar a categoria ou classe a que pertence. Isso é realizado por meio das características presente nos dados.

Neste trabalho foi realizada revisão bibliográfica dos diferentes métodos que poderão ser usados para identificar as posições ideais dos elementos combustíveis de forma otimizada, ou seja, visando minimizar o fator de pico de potência radial. Este problema se assemelha àqueles que podem ser solucionados por RNAs supervisionadas. Por meio de códigos nucleares conjuntos de elementos combustíveis serão gerados com as respectivas posições. Assim, para este primeiro momento, pretende-se utilizar os modelos *FeedFoward* recorrentes e não recorrentes, porém supervisionados. O conjunto de dados de entrada conterá também a posição adequada para cada elemento combustível inserido no núcleo do reator. Desta forma, espera-se que os modelos aprendam a reconhecer o padrão, que neste caso é o elemento combustível por meio dos dados informados.

Outra abordagem proposta é a utilização da RNA SOM. Como dito anteriormente, esta RNA pode ser utilizada em problemas de categorização. Neste trabalho, a RNA *Feedfoward* usará, como entrada, dados categorizados pela rede SOM [3].

2. METODOLOGIA

2.1 Modelos de Redes Neurais propostos

A rede neural *feedfoward* é um modelo com arquitetura similar à Fig. 1. Contém camada de entrada, oculta e de saída. A RNA pode conter uma ou mais camadas ocultas e a quantidade adequada é definida empiricamente [4]. A camada de entrada contém as variáveis ou padrões que serão analisados pela RNA.

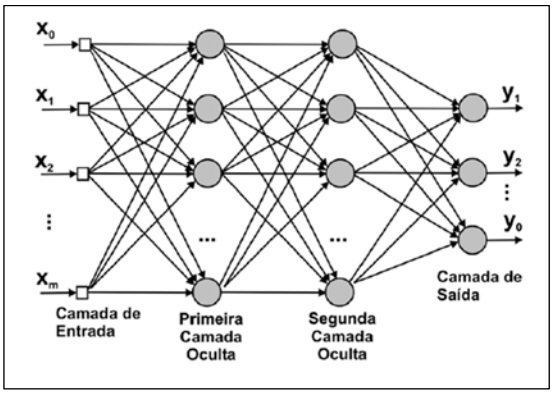


Fig. 1. Modelo de RNA *FeedFoward*.
Fonte: [2].

A rede neural artificial recorrente modelo Elman apresenta desempenho relativamente superior em relação à *feedfoward* devido à realimentação. Existem dois modelos deste tipo de RNA, sendo a primeira sem camada oculta, Fig. 2 e, a segunda, com camada oculta, Fig. 3.

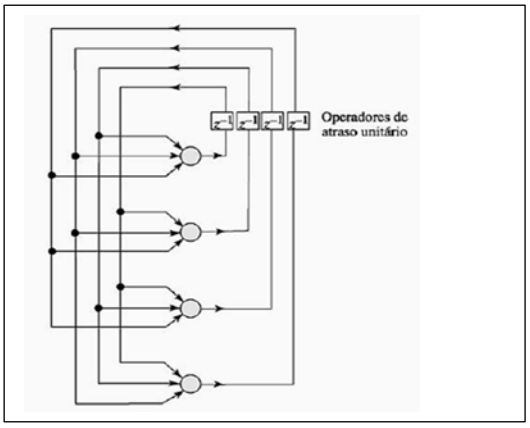


Fig. 2 - RNA Elman sem camada oculta.
Fonte: [2].

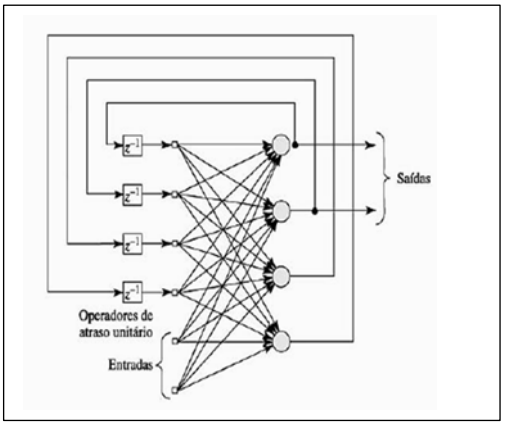


Fig. 3 - *RNA* Elman com camada oculta.
Fonte: [2].

O modelo de RNA *Elman* não possui auto realimentação e sim realimentação, ou seja, os dados da saída retornam à unidades de contexto que por sua vez, incidem sobre as unidades de saída, conforme Fig. 2. No caso do modelo com camada oculta, as unidades de contexto afetam os neurônios da camada oculta, conforme pode ser verificado na Fig. 3. Este processamento confere à RNA um comportamento não linear [2].

A rede neural SOM possui como função principal o agrupamento de dados similares. São representadas em sua maioria como grades neurais conhecidas como mapas. Os neurônios são distribuídos na grade. Os neurônios na grade ao receber um sinal de entrada são ativados e competem entre si. Tal competição é chamada de aprendizagem competitiva onde todos os neurônios recebem estímulo da entrada, mas apenas um deles será o vencedor. Este neurônio vencedor lança a saída da rede neural. A Fig. 4 apresenta o modelo de rede neural artificial SOM [4].

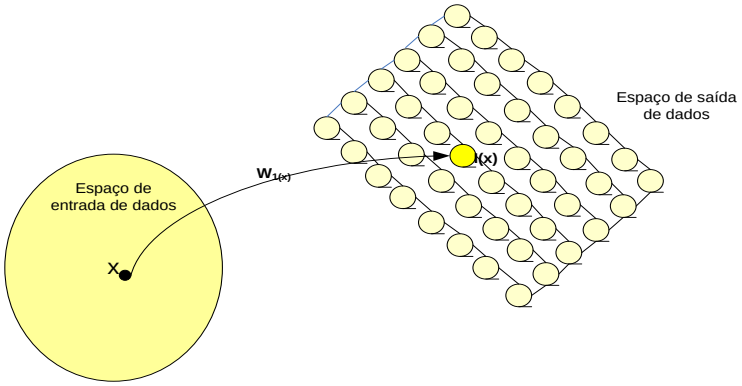


Fig. 4 - RNA SOM.
Fonte: [2].

2.2 Algoritmos de Treinamento

Existem vários algoritmos para treinar uma RNA. Para este trabalho serão testados 10 algoritmos, são eles: *Levenberg-Marquardt, Bayesian Regulation, Scaled Conjugate Gradiente, Resilient backpropagation, Conjugate Gradient com reinícios de Powell-Beale, Gradient Descent com aprendizado adaptativo, Gradient Descent com momento e aprendizado adaptativo, One-step secant backpropagation, BFGS quasi-Newton backpropagation, Conjugate gradient backpropagation with Fletcher-Reeves updates*.

Os algoritmos indicados possuem como base a retro propagação, ou seja, após o processamento, a saída é comparada com o objetivo e se o erro for acima de certo limiar ele é propagado para a entrada, retornando o processamento e ajustando o vetor de pesos.
O algoritmo *BackPropagation* pode cair em mínimo local, sendo assim, existem variações em que ajustes são concedidos a fim de evitar este problema. Por isso, existem tantas variedades, onde cada um apresenta algum tipo de ajuste e, de acordo com o problema os resultados podem ser ideais [2, 4].

Para este trabalho a proposta foi analisar a possibilidade de utilizar as redes neurais artificiais *feedfoward* aplicando os algoritmos citados para treinamento.

2.3 Proposta de dados

A proposta para este trabalho é definir por meio de códigos nucleares conjuntos de elementos combustíveis para recarga com as respectivas posições no núcleo do reator. Um exemplo de conjunto de dados proposto pode ser verificado na Tab. 1.

Tab. 1. Elementos combustíveis do núcleo de um reator PWR.

Elementos	Sigla	Descrição	1º ciclo	2º ciclo
23	C1	U enriquecido 2,1%	9264	-
20	C2	U enriquecido 2,6%	9264	-
34	C3	U enriquecido 2,6%	10324	-
24	C4	U enriquecido 3,1%	9264	-
20	C5	U enriquecido 3,2%	-	-

No exemplo da Tab. 1 foram definidos 121 elementos combustíveis compostos por urânio enriquecido variando entre 2,1% a 3,2%. Além disso, os conjuntos apresentam ciclo com queima e apenas um conjunto novo.

Para o treinamento a intenção é utilizar apenas 1/3 do núcleo devido a recursos computacionais. A cada resultado apresentado pela RNA este será testado por um código nuclear a fim de comprovar a acurácia da rede neural artificial. Para o primeiro momento pretende-se gerar a mesma configuração realizada no trabalho de [1] e em seguida prosseguir com outros experimentos a fim de alcançar o objetivo esperado. No trabalho de [1] a RNA foi configurada com 21 neurônios na camada de entrada e 30 na camada oculta.

Para a camada de saída foram utilizados 168 neurônios sendo cada elemento combustível representado por 0 ou 1 nas devidas posições.

3. CONSIDERAÇÕES

Este trabalho apresenta como proposta encontrar um conjunto de posições de elementos combustíveis que satisfaçam os requisitos necessários para uma recarga. Acredita-se que as RNAS citadas possam convergir para um resultado satisfatório.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] FARIA, Eduardo Fernandes. “Otimização da Distribuição Espacial de Combustíveis Reprocessados Utilizando Técnicas de Redes Neurais”, Dissertação, Ciências Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (1999).

[2] HAYKIN, Simon. “Neural Networks and Learning Machines”, 3. ed. New Jersey: Prentice Hall, 2009.

[3] REZENDE, Solange Oliveira. “Sistemas Inteligentes – Fundamentos e Aplicações”, São Paulo: Manole, 2005.

[4] RUSSELL, Stuart; Norvig, Peter. “Artificial Intelligence - A Modern Approach”, Third Edition. New Jersey: Prentice Hall Series em Inteligência Artificial, 2010.

Id.: EN-24

ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DE PARÂMETROS DA ROCHA NO PERFIL DE TEMPERATURA DA SUPERFÍCIE DO CANISTER EM REPOSITÓRIOS GEOLÓGICOS

Cristiane Viana[1], Fernando Pereira[1,2], Cláubia Pereira[1,2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte MG, CEP 31270-901,Brasil, Phone/Fax: 55-31-34096662
[2]Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brazil

Palavras-Chave: Combustível nuclear queimado, Perfil de decaimento de calor, Repositório geológico, Ansys.

RESUMO

A determinação do perfil de calor de decaimento (PCD) de combustíveis nucleares queimados (CNQ) é fundamental para os estudos de análise térmica das condições de armazenamento destes combustíveis. Neste trabalho são realizados estudos a fim de compreender a influência da espessura da camada de rocha na temperatura da superfície de um *canister* de CNQ contendo quatro elementos intactos do reator tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR), sob condições de deposição geológica. Também é avaliada a influência da temperatura do solo, a qual depende da profundidade do repositório geológico, considerando o gradiente geotérmico constante. O estudo foi baseado em simulações numéricas realizadas através da plataforma *Ansys*, considerando o CNQ armazenado em *canister* padrão e envolto por rochas. Os resultados mostram que o patamar alcançado pela temperatura na superfície do *canister*, bem como a taxa de seu decréscimo é dependente da espessura da camada de rocha e da temperatura no fundo e no topo do repositório geológico.

1. INTRODUÇÃO

O gerenciamento do combustível nuclear queimado inicia com a descarga do reator que contém isótopos físseis, isótopos fissionáveis, produtos de fissão e vários actinídeos. No caso de reprocessamento, esses isótopos são separados para reaproveitamento, enquanto que o restante do combustível, de alta atividade, deve ser adequadamente acondicionado para o armazenamento temporário ou eliminação, em locais apropriados. O método de eliminação que tem sido amplamente proposto nos principais países que utilizam energia nuclear é o método de repositório geológico [1].

Um exemplo de repositório geológico, conforme mostrado na Fig. 1, está localizado na Inglaterra e foi desenvolvido pela *Swedish Nuclear Fuel and Waste Company*. Neste caso, o combustível queimado é acondicionado em um recipiente selado apropriado, denominado de canister, o qual é introduzido em buracos perfurados em rochas em profundidades que variam de 300 a 1000 m [2]. Os canisters, cujas dimensões e geometria estão detalhadas em [1], são dispostos em linhas paralelas com um espaçamento que garanta que a temperatura na superfície dos mesmos não exceda 100°C. Esses canisters são circundados por camadas de bentonite, que servem de barreira entre eles e a rocha e, sobre a camada de bentonite, há um espaço denominado *backfill*, que é preenchido por rocha triturada após a colocação dos canisters nas perfurações.

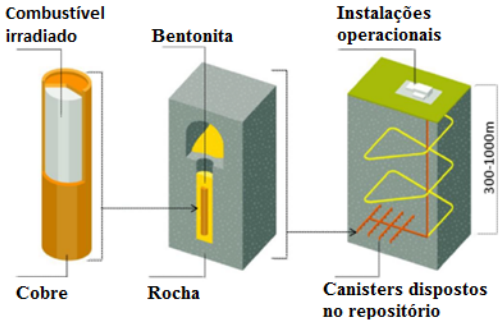


Fig. 1. Modelo de repositório geológico segundo o conceito inglês [3].

O combustível nuclear queimado gera calor, proveniente do decaimento dos radionuclídeos presentes no mesmo. Logo, para fins de projeto de repositório geológico, é importante determinar como esse calor altera a temperatura no *canister*, sempre tendo como referência que a temperatura máxima recomendada para a superfície do *canister* é de 100°C [1].

O cálculo, em geometria real, da temperatura do *canister* em uma porção de repositório geológico é realizado numericamente, sendo que tais simulações numéricas demandam a definição dos materiais utilizados, o desenho detalhado em escala real da geometria, bem como a discretização espacial do modelo geométrico e a definição das condições iniciais e de contorno do sistema.

O presente trabalho consistiu no estudo da influência da alteração de alguns parâmetros, tais como a espessura da rocha acima e abaixo do canister e a temperatura do solo, na temperatura de um *canister* de PWR. O trabalho foi implementado na plataforma *Ansys Workbench 16.2*, versão Estudante.

2. METODOLOGIA

2.1. Descrição do modelo

Para o atual estudo, foi utilizado o módulo *Ansys Transient Thermal*, no qual foram definidos os materiais do modelo a partir dos valores das suas propriedades físicas, a saber: a densidade, a condutividade térmica e o calor específico. A Tab. 1 apresenta as propriedades utilizadas para cada tipo de material presente no sistema.

A construção da geometria de uma porção do repositório geológico seguiu a ideia apresentada na Fig. 1. A Fig. 2 apresenta uma visão dessa geometria seccionada por dois planos de simetria, XZ e YZ, a fim de facilitar a visualização e também para diminuir o tempo de execução da simulação. As camadas, de dentro para fora são: CNQ de PWR, revestimento de zircaloy, Ferro, cobre, bentonite, backfill (rocha triturada e bentonite que preenche a região escavada e acima dos canisters) e rocha. Na Fig. 3 é mostrada a mesma porção apresentada na Fig. 2 já discretizada em nodos. A discretização foi realizada escolhendo o tamanho dos elementos e levando em conta as dimensões de cada região da geometria. Os tamanhos adequados foram determinados a partir de simulações prévias, que consistiram em diminuir gradativamente os tamanhos até que a grandeza de interesse – a temperatura média na superfície do canister – não sofresse nenhuma influência. Os tamanhos considerados adequados foram: 0,06 m, 0,008 m, 0,05 m, 0,035 m, 0,15 m e 0,25 m, para o combustível, revestimento, ferro, cobre, bentonite e backfill, respectivamente. Para a rocha, as regiões distantes até 2 m da bentonite e do backfill, o tamanho dos elementos foi de 0,35 m para as demais regiões, 1,5 m.

Tab. 1. Propriedades dos materiais para modelagem matemática [1].

Material	**Densidade ($kg\ m^{-3}$)**	**Condutividade térmica ($W\ m^{-1}\ K^{-1}$)**	**Calor específico ($W\ kg^{-1}\ K^{-1}$)**
Combustível	2000	0,135	2640
Zircaloy	6550	18,8	337,6
Ferro fundido	7200	52	504
Cobre	8900	386	383
Bentonita	1970	1	1380
Rocha	2650	3,2	815

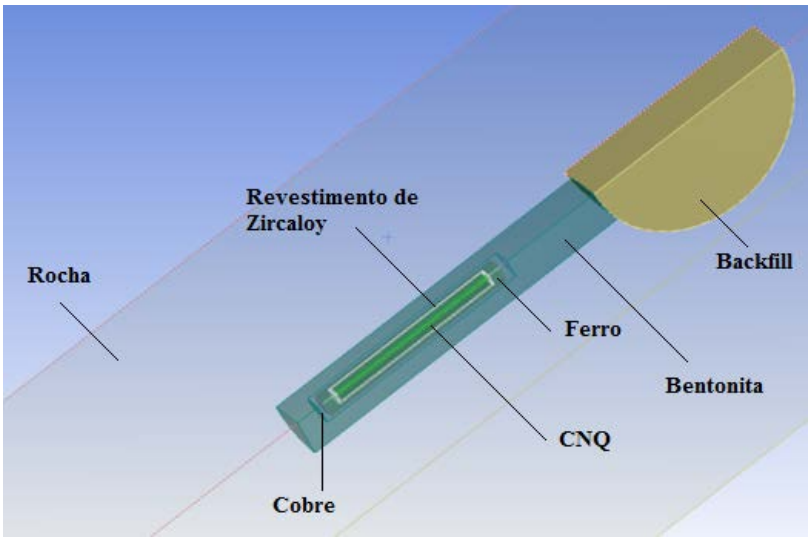


Fig. 2. Geometria modelada.

O CNQ armazenado no interior do canister é estabelecido como fonte de calor através da grandeza *Internal Heat Generation*, dada em $W.m^{-3}$, e cujos valores são derivados de simulações para o cálculo do perfil de calor de decaimento do CNQ a partir do instante de sua descarga do reator nuclear [4]. A Fig. 4 apresenta o calor de decaimento do combustível UO_2 enriquecido a 3,2%, em função do tempo de descarga de um reator PWR, *burnup* de 33GW/tHM durante três anos de operação e quantidade final de material físsil de 1,46%. Para os presentes estudos, foi suposto que o CNQ esteve sob armazenamento em piscinas durante 50 anos e o tempo de simulação considerado em repositório geológico foi de 20 anos. Portanto os valores utilizados como fonte de calor estão no intervalo de tempo entre 50 e 70 anos no gráfico da Fig. 4.

As simulações de análise térmica consistiram na determinação da evolução temporal da temperatura média na superfície de um *canister* de PWR. Como condições de contorno, as paredes laterais foram estabelecidas adiabáticas – trocas de calor com o ambiente externo desprezadas e as paredes superior e inferior do repositório tendo temperaturas constantes, para fins de simulação do gradiente geotérmico de 30°C/km.

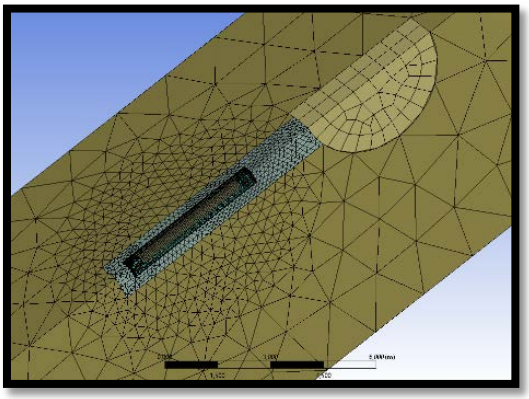


Fig. 3. Porção do repositório modelada e discretizada.

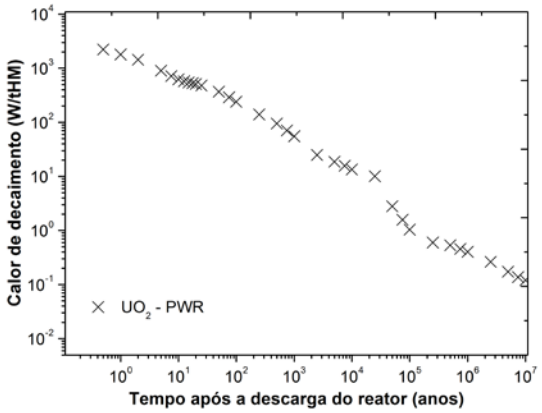


Fig. 4. Calor de decaimento em função do tempo do CNQ descarregado de um reator PWR [4].

2.2. Estudo da influência de parâmetros

Para a avaliação do comportamento da temperatura na superfície do *canister* em função da espessura da camada de rocha, foram realizados testes com as seguintes espessuras: 15 m, 20 m, 25 m e 30 m. Já, para a avaliação desse comportamento em função da temperatura na parte superior e inferior do repositório, foram utilizados os valores de temperatura presentes na Tab. 2, mantendo-se constante um gradiente térmico de 30°C/km e a espessura de rocha de 15 m.

Tab. 2. Temperaturas superior e inferior – condições de contorno na rocha

Testes	**Temperatura na face inferior (°C)**	**Temperatura na face superior (°C)**
I	20	19,55
II	25	24,55
III	30	29,55

3. RESULTADOS

A Fig. 5 mostra o comportamento temporal da temperatura na superfície do *canister* em função do tempo de disposição em repositório geológico para cada um dos valores de espessura de rocha.

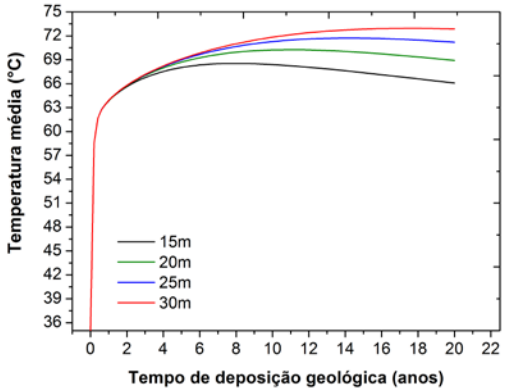


Fig. 5. Temperatura média na superfície do *canister* em função do tempo de disposição geológica para diferentes espessuras de rocha.

Observa-se da Fig. 5 que há uma correlação direta entre o aumento da espessura de rocha e o tempo necessário para que a temperatura média na superfície do *canister* alcance um patamar e, então, comece a diminuir, em concordância qualitativa com a literatura [1]. Como pode ser observado, esse patamar é alcançado em aproximadamente sete anos para uma espessura de rocha de 15 m e em torno de 16 anos para 30 m. Este comportamento observado ainda permanece em estudo, no entanto é possível que possa estar relacionado ao aumento do número de nodos na geometria discretizada.

A Fig. 6 mostra o gráfico da temperatura média na superfície do *canister* em função do tempo de disposição geológica para diferentes valores temperatura da rocha no fundo e no topo do repositório, para um gradiente térmico de 30°C/km.

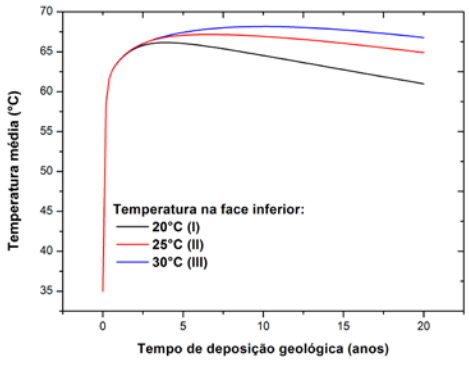


Fig. 6. Temperatura média na superfície do canister em função do tempo de disposição para diferentes temperaturas no fundo e no topo da rocha.

Como pode ser observado da Fig. 6, quanto maior é a temperatura na extremidade inferior da rocha, maior é o patamar de temperatura média alcançada na superfície do *canister* e menor é a taxa de

decréscimo da mesma. Os motivos de tal comportamento permanecem não esclarecidos e requerem estudos adicionais. Entretanto, como o comportamento é muito similar àquele apresentado para o estudo de influência da espessura de rocha, é possível que os motivos também estejam relacionados ou sejam os mesmos.

4. CONCLUSÃO

Neste trabalho foi simulado um *canister* de combustível nuclear queimado de PWR em um repositório geológico modelado de acordo com o conceito inglês. Foram estudadas as influências da espessura de rocha acima e abaixo do *canister* e da temperatura no fundo e no topo do repositório na temperatura média na superfície do *canister*.

Os resultados mostram que existe uma correlação entre a espessura de rocha e o patamar alcançado pela temperatura média na superfície do *canister*, bem como na taxa de decréscimo temporal dessa temperatura. O mesmo comportamento foi verificado nos estudos variando a temperatura no fundo e no topo do repositório, mantendo fixo um gradiente térmico de 30°C/km. Os motivos que justificam tais comportamentos ainda seguem em estudo.

AGRADECIMENTOS

Agradecimentos à FAPEMIG, CAPES e CNPQ pelo suporte financeiro para execução deste projeto.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] B. B. Acar, “Back-end nuclear fuel cycle options: effects on high level waste management and disposal”, Tese, Institute of Sciences of Hacettepe University, (2013).

[2] F. Pereira et al., “Thermal Analysis of Spent Nuclear Fuels Repository”, 5th International ATALANTE Conference Nuclear Chemistry for Sustainable Fuel Cycles (2016).

[3] Nirex Ltd. Technical Note: “Outline Design for a Reference Repository Concept for UK High Level Waste/Spent Fuel”, Technical Note 2005 Number: 502644.

[4] J. A. D. Salomé et al., "VHTR, ADS and PWR Spent Nuclear Fuel Analysis”, 5th International ATALANTE Conference Nuclear Chemistry for Sustainable Fuel Cycles (2016).

Id.: EN-25

ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DO REVESTIMENTO NA ATENUAÇÃO DO PERFIL DE DECAIMENTO DE CALOR DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR QUEIMADO DISPOSTO EM PISCINA DE RESFRIAMENTO

Cristiane Viana[1], Fernando Pereira[1,2], Cláubia Pereira[1,2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte MG, CEP 31270-901, Brasil, Phone/Fax: 55-31-34096662
[2]Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brazil

Palavras-Chave: Combustível nuclear queimado, Perfil de calor de decaimento, Piscina de resfriamento, Ansys.

RESUMO

A análise do comportamento térmico de combustíveis nucleares queimados depositados em piscinas é importante para o conhecimento da variação da temperatura da água, tanto para fins de projeto da piscina quanto para possíveis falhas no sistema de resfriamento da água. Neste trabalho, foram realizados estudos a partir de simulações numéricas utilizando a plataforma Ansys CFX, na qual se estimou a influência do revestimento de zircaloy da vareta na atenuação do perfil de calor de decaimento do combustível queimado de um reator do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR), o qual foi descarregado e disposto em piscina de resfriamento. Na modelagem matemática, considerou-se a geometria real de uma vareta de combustível totalmente imersa em água, com condições de contorno adiabáticas nas paredes da piscina e com troca de calor no topo, entre a água e o ambiente. Os resultados mostram que o revestimento de zircaloy atenua a intensidade do calor emitido pelo combustível queimado em aproximadamente 10%.

1. INTRODUÇÃO

Após a descarga do reator nuclear, é essencial o resfriamento controlado dos combustíveis nucleares queimados (CNQ), dado que liberam energia proveniente do decaimento dos radionuclídeos nele presentes. Uma das maneiras adotadas para o resfriamento inicial é através de piscinas construídas nas dependências da própria instalação nuclear.

Neste contexto, é necessário o estudo do comportamento térmico do combustível em processo de resfriamento, pois a estrutura montada para tal finalidade deve ser adequada ao perfil térmico do CNQ armazenado. Este armazenamento se dá em containers especiais devidamente projetados para acondicionar uma quantidade máxima de CNQ, exceto para o CNQ de UO_2 proveniente de reatores PWR, cujos elementos são acondicionados na piscina intactamente. O sistema de resfriamento e purificação da piscina é comumente projetado para suportar o calor do CNQ de forma que não seja ultrapassada a temperatura máxima estipulada para a água em especificações técnicas [1].
O estudo completo da transferência de calor do CNQ armazenado em piscinas compreende a troca de calor entre o CNQ e o revestimento, deste para água e da piscina para o ambiente externo. Estes estudos são realizados através de simulações computacionais que utilizam algoritmos de integração numérica e a técnica de elementos finitos para resolver as equações diferenciais parciais que governam a transferência

de calor nestes sistemas em geometria real. A fim de economizar esforço computacional, é comum simplificar o processo de troca de calor excluindo o revestimento do CNQ. Dessa forma, o calor é considerado fluir diretamente do CNQ para a água.

Neste trabalho foi avaliado o impacto do revestimento de uma vareta de CNQ proveniente de um reator PWR no calor transferido para a água. Os estudos foram realizados para tempos de armazenamento em piscinas entre 0,5 e 15 anos, aos quais estão associados diferentes valores de calor de decaimento de CNQ [2].

2. METODOLOGIA

2.1. Geometria do Problema

O problema descrito foi modelado na plataforma *Ansys* CFX no módulo de regime estacionário, no qual as propriedades físicas do sistema e as próprias simulações são independentes do tempo [1].

Foi modelado um sistema básico que consistiu de uma vareta no formato cilíndrico com as seguintes dimensões padrões: 0,41266 cm de diâmetro e 365,7 cm de altura para o combustível; 0,061704 cm de espessura lateral e 1,75 cm de espessura nas extremidades para o revestimento de zircaloy. A vareta foi imersa em um cubo de água de 4 m de aresta. A Fig. 1 apresenta a geometria descrita.

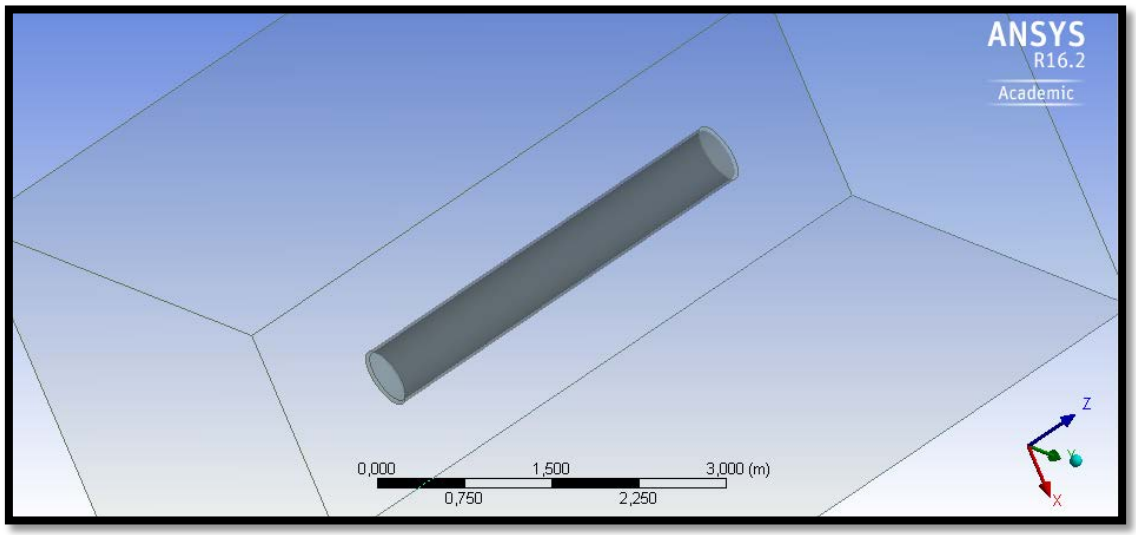


Fig. 1. Modelo do CNQ com revestimento imerso em água.

2.2. Discretização da geometria, condições iniciais e de contorno

Após a definição da geometria, esta foi discretizada em elementos (chamados de nodos de agora em diante) para a solução numérica das equações que governam o transporte de calor. Como os tamanhos dos nodos são determinantes para os estudos de análise térmica, várias simulações prévias foram executadas, variando o tamanho dos nodos e aplicando algumas ferramentas de refinamento de malha providas pela

plataforma Ansys. Essas simulações permitiram concluir que, para o presente estudo, o dimensionamento automático da plataforma Ansys era o adequado.
Neste tipo de dimensionamento, o algoritmo de discretização do Ansys secciona a geometria levando em conta as dimensões de cada parte da mesma, ou seja, o revestimento, que é uma capa de espessura muito pequena, é subdividido em nodos muito menores do que o CNQ, por exemplo. Além disso, nas proximidades das interfaces entre o CNQ e o revestimento e entre este e a água, os nodos são ainda menores, a fim de minimizar os efeitos de contorno. A Fig. 2 apresenta um corte transversal da geometria modelada, permitindo visualizar o seccionamento em nodos de diferentes tamanhos e formatos.

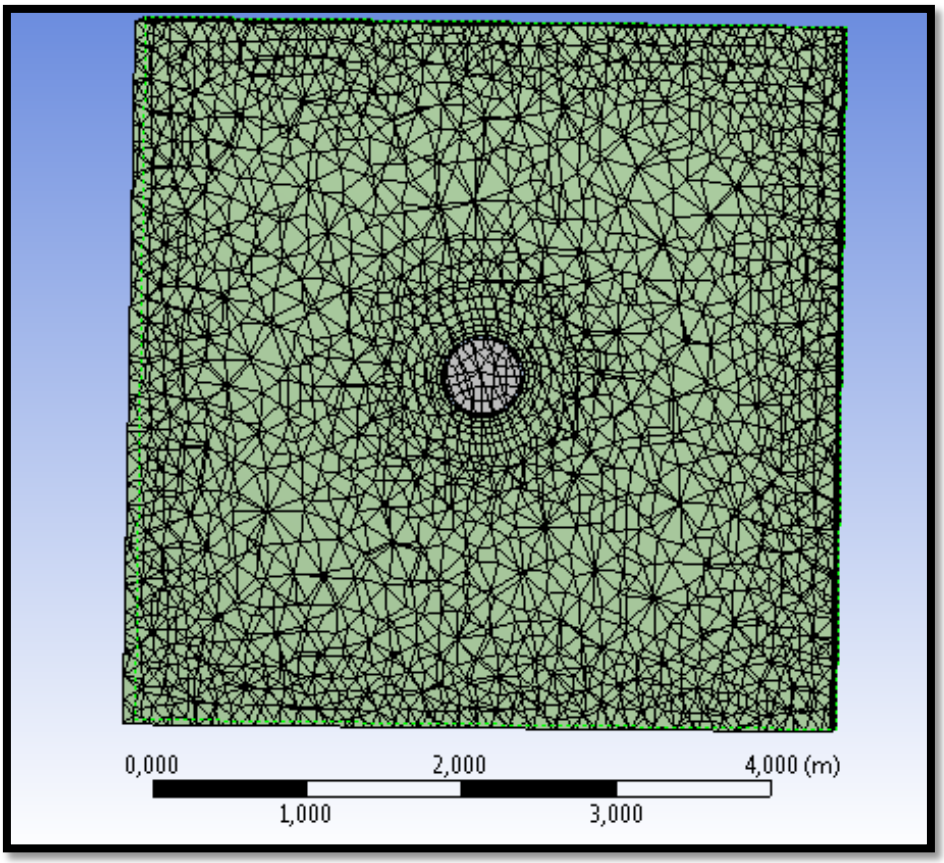


Fig. 2. Corte transversal da geometria seccionada em nodos.

Como condições de contorno, foram aplicadas condições adiabáticas nas paredes externas da piscina e adotado o modelo laminar. As condições iniciais da água estão resumidas na Tab. 1. O revestimento de zircaloy foi considerado à temperatura de 80 °C.

Tab. 1. Condições iniciais do modelo.

Propriedades da água	**Valores**
Massa molar	18.02 $kg \cdot mol^{-1}$
Densidade	992.2907 $kg \cdot m^{-3}$
Temperatura	40°C
Pressão	1 atm
Calor específico	4178.656 $J \cdot kg^{-1}.K^{-1}$
Viscosidade dinâmica	6.53E-4 $kg \cdot m^{-1} \cdot s^{-1}$
Condutividade térmica	0.6286571 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$

A fonte de calor foi especificada no CNQ através da grandeza *Internal Heat Generation*, em $W.m^{-3}$ e a grandeza avaliada foi o fluxo médio de calor, em $W.m^{-2}$, na superfície externa do revestimento. Esta grandeza foi convertida em uma outra, denominada neste trabalho de *Total heat leakage*, em $W.m^{-3}$, utilizando as dimensões padrões da vareta. Foram realizadas simulações para diferentes valores de fontes de calor, que correspondem a tempos que variam de 0,5 a 15 anos após a descarga do CNQ. Estes valores, que serão citados na seção de resultados, são derivados de simulações com o código de queima Origen2.1 [3] para a determinação do perfil de calor de decaimento do combustível UO_2 descarregado de um reator PWR, enriquecido a 3,2%, burnup de 33GW/tHM durante três anos de operação e com quantidade de material físsil de 1,46% [4]. A Fig. 3 apresenta o calor de decaimento do combustível UO_2 descarregado de um reator PWR em função do tempo após a descarga do reator. Como pode ser observado dessa figura, os valores são dados em W/tHM e, portanto, eles são convertidos em $W.m^{-3}$ utilizando a densidade do combustível.

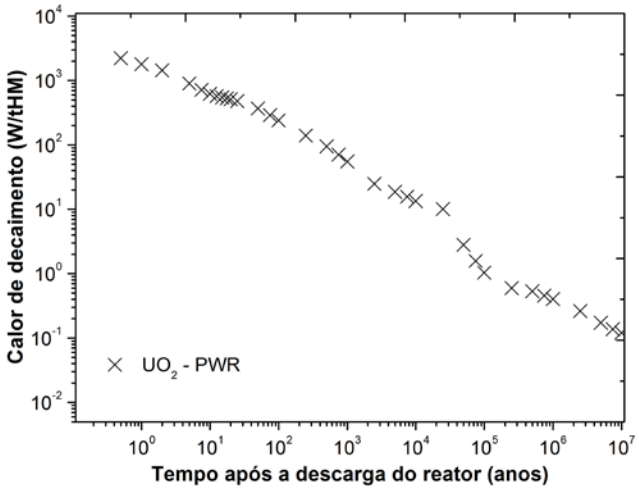


Fig. 3. Calor de decaimento em função do tempo do CNQ descarregado de um reator PWR [3].

3. RESULTADOS

A Tab. 2 apresenta os resultados para valores de fontes de calor nos tempos entre 0,5 e 15 anos após descarga do CNQ de um reator PWR. A segunda coluna apresenta os valores do calor emitido pelo CNQ sem revestimento e derivados de simulações com o código Origen2.1 (não apresentadas neste trabalho); a terceira coluna apresenta os valores do calor que emana do revestimento de zircaloy modelado neste trabalho.

Tab. 2. Atenuação de calor pelo revestimento da vareta.

Tempo (anos)	***Internal heat generation*** **($W.m^{-3}$)**	***Total heat leakage*** **($W.m^{-3}$)**
0,5	2158,2	1946,0
1,0	1878,0	1693,3
2,0	1458,0	1314,7
5,0	851,2	768,1
7,5	681,4	614,5
10,0	617,5	557,1
12,5	593,4	535,1
15,0	584,3	527,1

Como esperado, há uma diferença entre o calor que emana do CNQ e aquele que, de fato, escapa da superfície externa do revestimento da vareta e, como observado na Tab. 2, a atenuação de calor pelo revestimento é de aproximadamente 10% para todos os tempos avaliados após a descarga do CNQ. Para demais tipos de CNQ, serão necessários estudos adicionais para a determinação da intensidade da atenuação do calor pelo material do revestimento adotado. Vale destacar que pode ser necessária a realização de novos estudos com o revestimento em diferentes temperaturas para que seja possível determinar se a atenuação de calor pelo revestimento é ou não dependente da temperatura inicial atribuída ao mesmo.

4. CONCLUSÃO

Neste trabalho foi estudado o impacto do revestimento de zircaloy de uma vareta de combustível nuclear queimado descarregado de um reator PWR na atenuação do calor de decaimento desse combustível em condições de armazenamento em piscinas.

Os estudos realizados permitiram concluir que o revestimento de zircaloy atenua o calor emitido pelo combustível em aproximadamente 10%. Demais estudos necessitam ser realizados para determinar o mesmo impacto para o caso de diferentes tipos de combustíveis e revestimentos.

AGRADECIMENTOS

Os autores são gratos à FAPEMIG, à CAPES e ao CNPQ pelo suporte financeiro dado a este projeto.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] C. H. Park et al., “Estimation of the Spent Fuel Pool Water Temperature at a Loss-of-Pool-Cooling Accident”, World Academy of Science, Engineering and Technology, International Scholarly and Scientific Research & Innovation, Vol. 7(7), (2013).

[2] F. Pereira et al., “Thermal Analysis of Spent Nuclear Fuels Repository”, 5th International ATALANTE Conference Nuclear Chemistry for Sustainable Fuel Cycles (2016).

[3] A. G. Croff et al., “Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEM Computer Code”, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-6051, September, Oak Ridge, Tennessee (1978).

[4] J. A. D. Salomé et al., "VHTR, ADS and PWR Spent Nuclear Fuel Analysis”, 5th International ATALANTE Conference Nuclear Chemistry for Sustainable Fuel Cycles (2016).

Id.: EN-27

ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DE ACTINÍDEOS MAIORES E MENORES EM COMBUSTÍVEIS NUCLEARES IRRADIADOS

Jean Salomé[1,2], Carlos Velasquez[1,2], Fabiano Cardoso[1,2], Claubia Pereira[1,2]

[1]Departamento de Engenharia Nuclear – Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte, MG, CEP 31270-901, Brasil
[2]Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brazil

Palavras-Chave: Actinídeos Maiores e Menores, Combustível Nuclear, Código Origen 2.1.

RESUMO

Com a proposta de novos combustíveis, provenientes de reprocessamento e reciclagem de combustíveis queimados, em reatores de quarta-geração ou em sistemas híbridos, a composição final destes muda sensivelmente. O objetivo deste trabalho é, analisando dois sistemas que usam combustíveis reprocessados, VHTR (reator a gás de temperatura muito alta) e ADS (sistema híbrido de acelerador subcrítico), verificar o comportamento destes combustíveis após a queima e compará-los com o comportamento de um PWR (reator de água pressurizada) padrão. Serão acompanhados os actinídeos maiores (urânio e plutônio) e os actinídeos menores (neptúnio, amerício e cúrio) com uma abordagem geral sobre a contribuição dos produtos de fissão. Os parâmetros analisados são a radioatividade e o calor de decaimento. Para tal estudo foi usado o código ORIGEN 2.1. Espera-se contribuir para as possíveis mudanças nos projetos de piscinas ou repositórios secos temporários e nos repositórios permanentes, em função da variação da composição final desses combustíveis e de seus respectivos comportamentos após sua retirada do reator ou sistema de irradiação.

1. INTRODUÇÃO

O funcionamento de um reator nuclear produz considerável quantidade de combustível irradiado que, se não for reprocessado, deverá ser estocado em algum tipo de repositório, seja esse temporário ou permanente. A composição do material irradiado dependerá basicamente do ciclo de combustível no qual o reator irá operar, e do tipo de reator ou sistema no qual o mesmo será inserido. Após acontecerem os processos de fissão, tem-se como consequência a geração de produtos de ativação, produtos de fissão e actinídeos. Do ponto de vista da análise para dimensionamento de repositórios, os produtos de fissão e os actinídeos são mais relevantes, principalmente porque estes materiais são responsáveis pelos efeitos mais deletérios do combustível irradiado, como emissão de radioatividade e calor, além dos efeitos de toxicidade, seja por inalação ou ingestão. O código computacional Origen 2.1 foi utilizado para se obter dados relevantes para a análise dos efeitos dos actinídeos maiores e menores sobre o combustível irradiado. Entendem-se como actinídeos maiores os isótopos do urânio (U) e do plutônio (Pu) e como actinídeos menores os isótopos do neptúnio (Np), amerício (Am) e cúrio (Cm). Outros isótopos como berquélio (Bk), califórnio (Cf), einstênio (Es) e férmio (Fm), embora sejam considerados como actinídeos menores, por sua presença apenas na ordem de traços no combustível irradiado, serão desconsiderados.

2. METODOLOGIA

A queima de combustível (*burnup*) foi simulada para três reatores distintos: PWR, avaliado através do código ORIGEN 2.1 [1]; VHTR simulado no código SCALE 6.0, via módulo TRITON 6 [2]; e ADS calculado pelo código MONTEBURNS (MCNP/ORIGEN 2.1) [3]. Considerando o material após o descarregamento do reator, parâmetros como a evolução da composição, a radioatividade e o calor de decaimento foram avaliados através do código ORIGEN 2.1 até 10^7 anos. Algumas características relevantes dos combustíveis e condições de queima são descritos a seguir. Mais detalhes podem ser obtidos nas respectivas referências.

2.1. PWR

O combustível adotado para o reator PWR foi UO_2 enriquecido a 3,2%, submetido a um burnup de 33000 MWd/tHM durante três anos e de energia térmica de 3800 MWt. Uma descrição mais completa deste reator PWR pode ser encontrada no relatório ORNL/TM-6051 [4].

2.2. VHTR

Para o sistema VHTR foi utilizado um combustível reprocessado com a adição de Th. Inicialmente, considerou-se um combustível padrão para PWR que foi submetido a um burnup de 33000 MWd/tHM durante três anos e, após a retirada do reator, permaneceu em piscina por cinco anos. No reprocessamento do combustível, utilizou-se o método UREX+. Através desse método é possível recuperar uma fração de 99.95% de U, 95% de Tc, 6% de Cs, 99% de Sr, 99.5% de Pu, 71% de Np, 98% de Am e 79% of Cm; ao combustível reprocessado foi adicionado Th até que se obteve um percentual de 15% de material físsil na composição do combustível utilizado no reator VHTR. Os cálculos foram feitos utilizando o código SCALE 6.0, através do módulo TRITON 6. Um burnup de 97800 MWd/tHM e uma potência térmica de 600 MWt foram considerados durante três anos [5].

2.3. ADS

Para o sistema ADS também foi utilizado um combustível reprocessado com adição de Th, no entanto, a técnica de reprocessamento adota foi o método GANEX. Para este processo, aproximadamente 99,5% dos actinídeos (neptúnio, plutônio, amerício e cúrio) são extraídos através de solventes e, ao final de todo o processo, menos de 0,01% de urânio permanece entre os resíduos [6]. O combustível reprocessado foi enriquecido com Th até obter 12% de material físsil. O burnup utilizado foi 237600 MWd/tHM e a potência térmica de 515 MWt durante 20 anos.

3. RESULTADOS

Os resultados obtidos através dos cálculos realizados pelo código ORIGEN 2.1 são apresentados nos subitens que se seguem. A abordagem adotada é comparar inicialmente os resultados gerais dos parâmetros investigados para os combustíveis oriundos dos três modelos de reatores estudados. Na sequência é feita uma análise independente de cada modelo, levando em consideração a influência geral dos actinídeos e produtos de fissão sobre os valores totais. Nesse particular são descritas as influências separadas dos actinídeos maiores e menores sobre cada um dos parâmetros. Finalmente, é feita uma análise mais detalhada, onde se considera a influência dos isótopos mais relevantes para cada parâmetro.

Há de destacar que as contribuições do elemento Th para cada parâmetro calculado têm sido consideradas entre os efeitos dos actinídeos menores no escopo desse trabalho.

3.1 Radioatividade

Na Fig. 1 é apresentada a radioatividade emitida pelos três combustíveis até 10^7 anos. Percebe-se que o combustível do reator PWR emite a menor radioatividade. Em geral, a radioatividade emitida pelos reatores ADS e VHTR, apresentam valores quase similares. No entanto, excetuando-se o período de tempo compreendido entre 5,0 x 10^4 e 7,5 x 10^5 anos, o combustível do reator ADS sempre emite menos radioatividade que o material do reator VHTR.

A Fig. 2 mostra que para o reator PWR os produtos de fissão dominam a emissão de radioatividade até 2,0 x 10^2 anos. Após esse período, os actinídeos são preponderantes até 10^7 anos. Os actinídeos maiores dominam a emissão de radiação até 5,0 x 10^5 anos. A partir desse tempo, as emissões de actinídeos maiores e menores se igualam. A Fig. 3 mostra que os isótopos do plutônio dominam as emissões. Destacam-se os isótopos ^{241}Pu e ^{238}Pu. De acordo com essa figura os isótopos do amerício, especialmente ^{241}Am, também colaboram significativamente com a emissão de radiação.

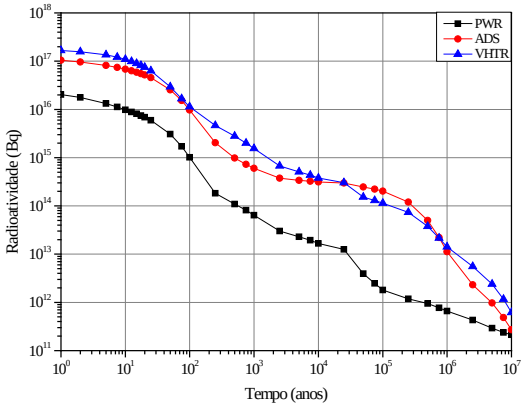


Fig. 1. Radioatividade total do combustível para cada reator.

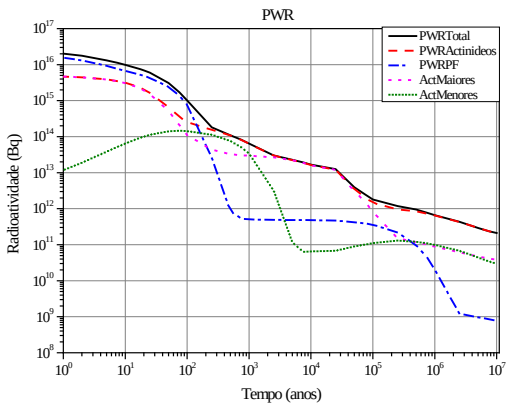


Fig. 2. Radioatividade total do combustível do reator PWR.

A Fig. 4 mostra que para o reator VHTR a radiação dos actinídeos é sempre superior àquela oriunda dos produtos de fissão. Excetuando-se o período entre 10^2 e 10^3 anos, os actinídeos maiores têm uma contribuição maior na radiação que os actinídeos menores, desde o instante da descarga até 5,0 x 10^5 anos. A Fig. 5 indica que os isótopos de plutônio também têm uma prevalência na emissão de radiação de um combustível irradiado em um reator VHTR. Novamente, os isótopos ^{241}Pu e ^{238}Pu, merecem destaque. Mas, para o reator VHTR, há uma forte influência de dois isótopos de actinídeos menores, ^{244}Cm e ^{241}Am, que participam com uma contribuição significativa na radioatividade do material, desde a retirada do reator até o instante 10^3 anos.

Conforme mostra a Fig. 6, os produtos de fissão têm um peso majoritário sobre a radioatividade até aproximadamente 10^2 anos. Após esse período, os actinídeos passam a ser dominantes sobre a radioatividade. Os actinídeos maiores contribuem com uma parcela ligeiramente superior à parcela relativa aos actinídeos menores. Essa diferença se mantém até 10^5 anos; quando, segundo os cálculos, as contribuições de ambos os grupos se tornam praticamente iguais. Através da Fig. 7 é notável que os

isótopos do Pu, Cm e Am , são mais decisivos para o cálculo da radioatividade. Merece destaque, segundo a ordem, os isótopos ^{241}Pu, ^{244}Cm, ^{242}Cm e ^{241}Am.

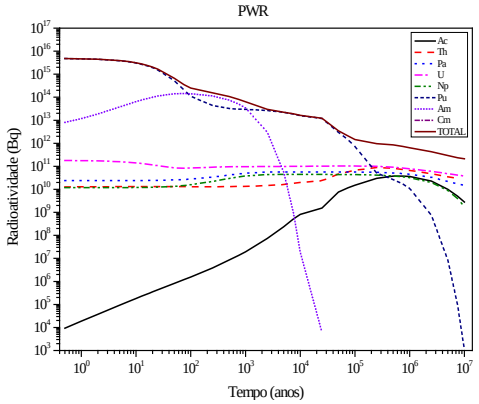


Fig. 3. Radioatividade por elementos do combustível do reator PWR.

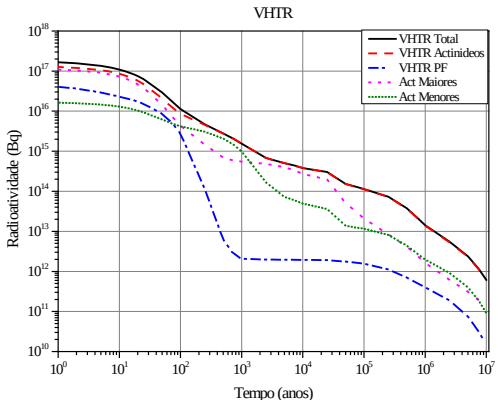


Fig. 4. Radioatividade total do combustível do reator VHTR.

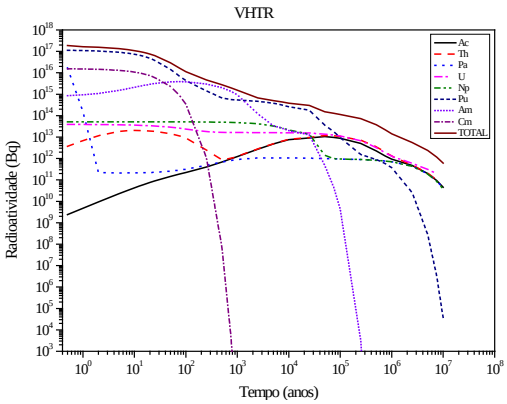


Fig. 5. Radioatividade por elementos do combustível do reator VHTR.

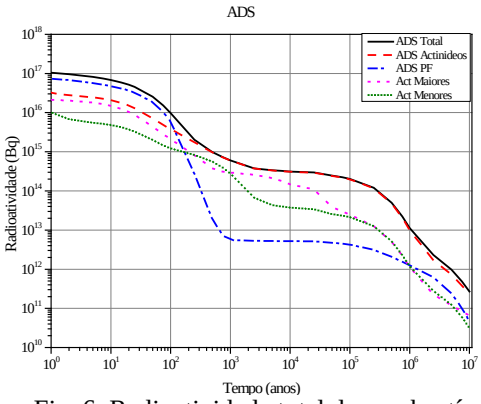


Fig. 6. Radioatividade total do combustível do reator ADS.

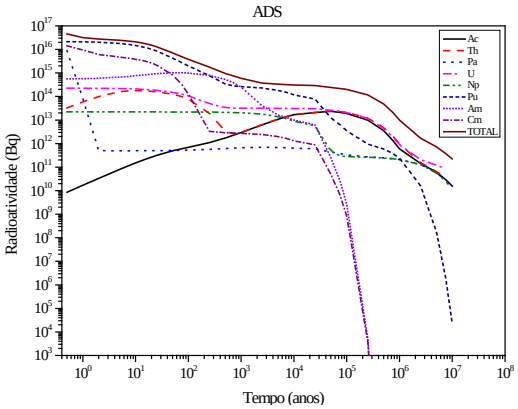


Fig. 7. Radioatividade por elementos do combustível do reator ADS.

3.2. Calor de Decaimento

A Fig. 3.8 mostra que o calor de decaimento para o combustível oriundo do reator PWR é menor quando comparado ao calor liberado pelos combustíveis irradiados nos outros reatores. A relação de valores entre os calores de decaimento dos reatores ADS e VHTR repete o padrão observado para os outros parâmetros previamente estudados. Os valores do calor de decaimento para o combustível do reator ADS são ligeiramente menores que os valores para o combustível proveniente do reator VHTR. A exceção a essa observação se localiza no intervalo de tempo entre 3,0 x 10^4 e 10^6 anos.

De acordo com a Fig. 3.9 nota-se que os produtos de fissão dominam os valores do calor de decaimento do combustível irradiado no reator PWR desde a extração do material até o instante 10^2 anos. Após esse intervalo de tempo, os actinídeos se tornam preponderantes na liberação de calor. Quando se avalia a participação de cada um dos grupos de actinídeos, fica claro o predomínio dos actinídeos maiores.

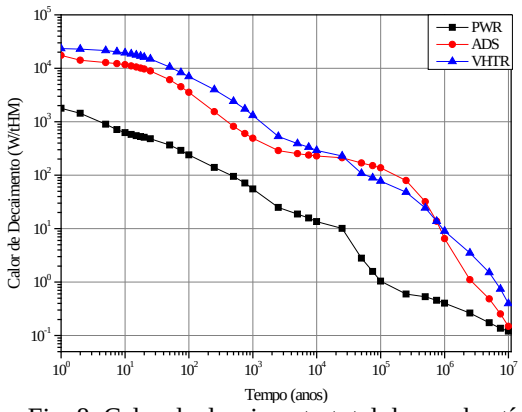


Fig. 8. Calor de decaimento total do combustível para cada reator.

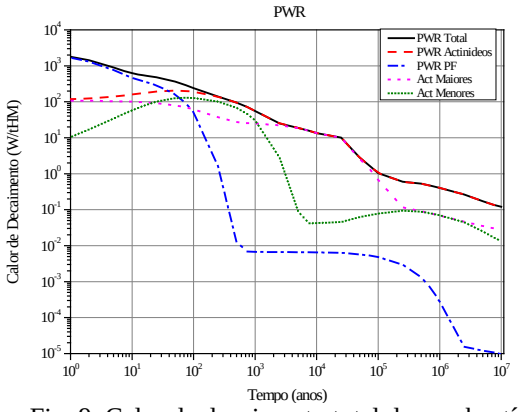


Fig. 9. Calor de decaimento total do combustível do reator PWR.

Na Fig. 10 é mostrado que os isótopos do elemento plutônio predominam na emissão de calor do combustível oriundo do reator PWR até aproximadamente 5,0 x 10^5 anos. As contribuições mais relevantes são devido aos isótopos ^{238}Pu e ^{240}Pu. Destaca-se, ainda, a contribuição do isótopo ^{241}Am. Após esse tempo, ocorre a influência de uma série de outros elementos, como o urânio, tório, neptúnio e actínio. Nesse intervalo, destacam-se os isótopos ^{236}U, ^{238}U, ^{229}Th, ^{230}Th, ^{237}Np e ^{225}Ac. Na Fig. 3.11 percebe-se que os actinídeos predominam na emissão de calor do combustível extraído do reator VHTR. Especificamente, há uma prevalência dos actinídeos menores. A exceção a esse fato ocorre no intervalo de tempo entre 10^3 e 10^5 anos, quando os actinídeos maiores se sobressaem.

De acordo com a Fig. 12, e como mencionado anteriormente, os actinídeos menores exercem uma forte contribuição sobre o calor de decaimento do combustível retirado do reator VHTR. Até 10^3 anos, os elementos Cm e Am participam decisivamente nos valores desse parâmetro. Nesse mesmo intervalo, há ainda uma significativa parcela de calor emitido por isótopos de plutônio. Destacam-se os isótopos ^{244}Cm, ^{241}Am, ^{238}Pu e ^{240}Pu. Após 10^5 anos, vários elementos participam da emissão de calor de uma forma mais significativa, em geral, a maioria deles são actinídeos menores. Devem ser citados os isótopos ^{225}Ac, ^{229}Th, ^{230}Th, ^{233}Th, ^{233}U e ^{237}Np. Analisando a Fig. 13, é perceptível que os actinídeos dominam a emissão de calor do combustível oriundo do reator ADS. No caso desse reator, os actinídeos maiores são os mais representativos. Como ocorrido para o reator VHTR, apenas entre 10^3 e 10^5 anos, é que os actinídeos menores se tornam prevalecentes.

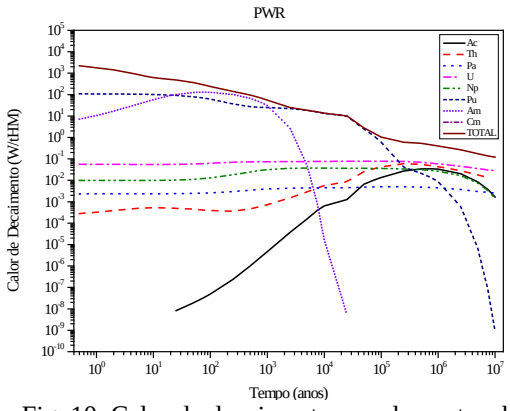


Fig. 10. Calor de decaimento por elementos do combustível do reator PWR.

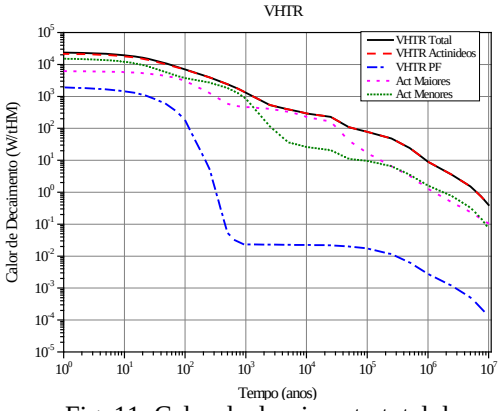


Fig. 11. Calor de decaimento total do combustível do reator VHTR.

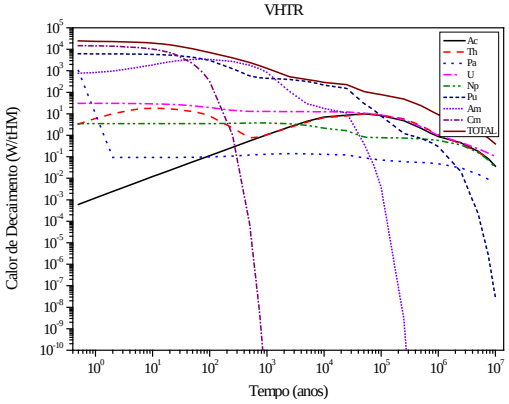


Fig. 12. Calor de decaimento por elementos do combustível do reator VHTR.

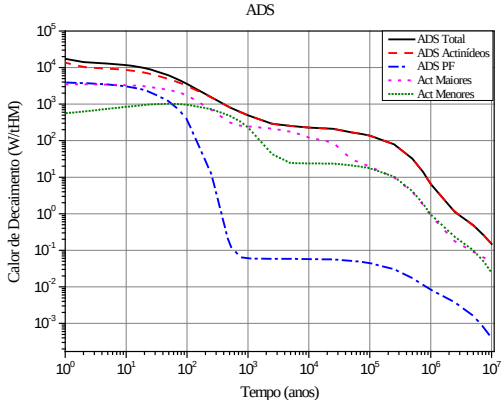


Fig. 13. Calor de decaimento total do combustível do reator ADS.

A Fig. 14 mostra que vários elementos contribuem significativamente para o calor de decaimento do combustível irradiado no reator ADS. Até 10^5 anos destacam-se os elementos Cm, Pu e Am. Devem ser citados os isótopos ^{242}Cm, ^{244}Cm, ^{241}Am, ^{238}Pu e ^{240}Pu. Após esse período, destacam-se os elementos tório, actínio e alguns isótopos do urânio. São relevantes, ^{229}Th, ^{230}Th, ^{225}Ac, ^{233}U e ^{234}U.

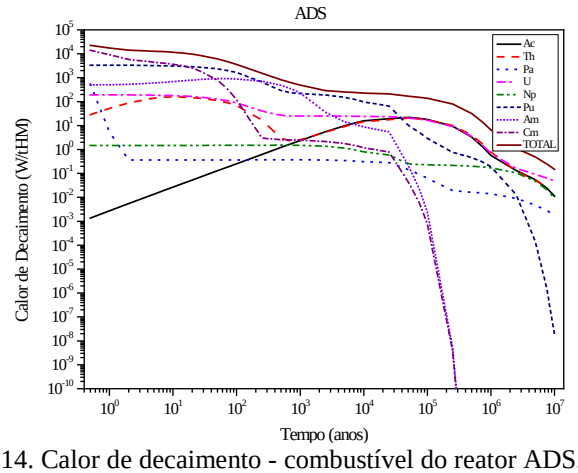


Fig. 14. Calor de decaimento - combustível do reator ADS.

4. CONCLUSÃO

De acordo com os resultados obtidos através dos cálculos realizados pelo código ORIGEN 2.1, pode-se concluir que os actinídeos têm um papel preponderante sobre os valores dos parâmetros investigados nesta pesquisa, especialmente quando são comparados aos produtos de fissão.

Analisando os actinídeos por grupos, observa-se que os actinídeos maiores, sobretudo os isótopos do Pu , têm uma contribuição mais significativa sobre os parâmetros estudados do que os actinídeos menores. Essa influência é mais pronunciada para intervalos de tempo menores que 10^5 anos. Entretanto, isso não significa que a ação dos actinídeos menores deve ser negligenciada; pelo contrário, elementos como amerício, neptúnio, cúrio e tório são responsáveis por parcelas importantes nos valores dos parâmetros que foram investigados.

Outra conclusão importante trata da comparação entre os valores relativos a cada um dos combustíveis. De acordo com os resultados obtidos por essa pesquisa, os parâmetros relativos ao combustível oriundo do reator PWR sempre apresentaram valores menores que os mesmos parâmetros para os demais combustíveis. O combustível do reator ADS apresentou um comportamento próximo ao comportamento do combustível do reator VHTR, no entanto, embora mantivesse certa similaridade, os valores para o reator ADS, em geral, foram menores que os valores relativos ao reator VHTR. Pode-se concluir que essa pesquisa atingiu bons resultados, no entanto, novos trabalhos que versem sobre esse tema podem enriquecer o conhecimento sobre o mesmo.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem as agências brasileiras de fomento à pesquisa, CNPq, CAPES e FAPEMIG, pelo suporte financeiro.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] S. B. Ludwig, “Origen 2, version 2.1 (August 1, 1991). Release notes (revised May 1999).

[2] M. D. DeHart, “Triton: A two-dimensional transport and depletion module for characterization of spent nuclear fuel”, ORNL/TM-2005/36, Vol. I, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, USA (2009).

[3] H. R. Trellue and D. I. Poston, “User’s manual, version 2.0 for monteburns, version 5B”, LA-UR-4999, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, USA (1999).

[4] A. G. Croff *et al.*, “Revised uranium-plutonium cycle pwr and bwr models for the origen computer code”, ORNL/TM-6051, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, USA (1978).

[5] F. Cardoso, “Avaliação neutrônica da inserção de transurânicos em reatores nucleares tipo vhtr”, Tese do Curso de Pós-Graduaçãoem Ciências e Técnicas Nucleares, Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (2012).

[6] G. P. Barros *et al.*, “Depletion evaluation of an ads using reprocessed fuel”, International Journal of Hydrogen Energy, Elsevier, Vol. 40, Nº 44, pp. 15148-15152 (2015).

Id.: EN-29

VALIDAÇÃO DA METODOLOGIA DE GERAÇÃO DE SEÇÕES DE CHOQUE NO FORMATO NEMTAB

Bragança, T. A., Pereira, C., Reis, P. A. L., Costa, A. L.

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Av. Presidente Antônio Carlos, 6627 – Escola de Engenharia, Bl 4
Campus Pampulha - Belo Horizonte, 31270-901, MG, Brasil

thomasalvesb@gmail.com

Palavras-Chave: WIMS, PARCS, Seção de Choque, *Benchmark*

RESUMO

Em diversas situações de interesse, o acoplamento neutrônico-termohidráulico de códigos nucleares são importantes ferramentas usadas para análise de segurança. Dentro deste contexto, o Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG em colaboração com instituições internacionais, vem fazendo uso do sistema acoplado PARCS (*Pardue Advanced Reactor Core Simulator*) / RELAP5 (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*). Para a representação do sistema estudado, faz-se necessário a geração das seções de choque macroscópicas que alimentam o sistema neutrônico, simulado através do código PARCS. A simulação neutrônica,á dependente da temperatura do refrigerante, será realimentada através de cálculos termo-hidráulicos do código RELAP. Dentro deste contexto, uma tese foi desenvolvida apresentando a metodologia de geração de seção de choque usando o código de cálculo de células WIMSD-5B (*Winfrith Improved Multigroup Scheme*). O objetivo deste trabalho é utilizar a metodologia já desenvolvida e criar uma plataforma de geração de seção de choques automatizada, de acordo com o sistema e as condições escolhidas pelo usuário. As seções de choque serão escritas no formato NEMTAB, formato usado pelo código de análise neutrônica PARCS. Além disso, tanto a metodologia como a plataforma serão validadas através de sua aplicação a um *benchmark.*

1. INTRODUÇÃO

Os reatores nucleares têm se apresentado, de maneira significativa, como uma importante opção na geração de energia elétrica em diversas matrizes energéticas. Diversos países, inclusive Brasil, vêm se empenhando na busca de tecnologias e estratégias inovadoras que tornem os reatores nucleares mais eficazes [1].

Com o aumento do número de reatores nucleares, as questões de segurança vêm atraindo cada vez mais a atenção, e se tornando um dos fatores de maior importância no desenvolvimento de energia nuclear, especialmente após o desastre nuclear de Fukushima Daiichi em 2011. A segurança nuclear abrange usinas nucleares e todas as suas instalações. Uma vez que os reatores nucleares atuais possuem altos níveis de complexidade, custos elevados, levando muito tempo para serem construídos, a tecnologia de simulação contribui muito, especialmente para a segurança nuclear. Neste caso, a simulação é essencial

para centrais nucleares, podendo constatar falhas e prevenir acidentes, melhorando os níveis de segurança. No Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais (DEN/UFMG), desde 2011 vem-se trabalhando no desenvolvimento de uma metodologia de geração de seção de choque usando o código de célula WIMSD-5B [1-4].

Desse modo, este trabalho propõe uma generalização da metodologia, automatizando a geração das seções de choque, e, com auxílio de um *benchmark*, validar a metodologia que vem sendo utilizada nas simulações com os códigos WIMSD-5B e PARCS, nas pesquisas desenvolvidas no DEN/UFMG, para serem usadas em estudos acoplados PARCS/RELAP.

2. ESTADO DA ARTE

A geração de seções de choque, a partir de arquivos contendo os parâmetros nucleares, continua a ser um dos problemas fundamentais da física de reatores. Seções de choque macroscópicas são determinadas pelo módulo de depleção baseado nas queimas e no histórico de funcionamento da usina, e devem representar as condições atuais do reator que se deseja estudar e simular. Estas seções de choque macroscópicas são geradas por códigos de cálculo de células que representam as especificidades dos elementos combustíveis, seus componentes e seus vizinhos. Vários códigos têm sido usados para esse fim como, por exemplo, HELIOS3, CASMO4, TRITON5, WIMS e SERPENT [5].

Os métodos utilizados para a geração de seção de choque devem levar em conta inúmeros fatores, posto que, elas devem ser representadas em função de variáveis de estado, tais como densidade do fluido refrigerante, temperatura do combustível, temperatura do fluido de refrigerante [6]. Tais fatores foram levados em consideração no desenvolvimento da metodologia descrita em [2]. Como aplicação, modelou-se o reator de Angra-1 NPP em BOL (início da vida), em estado estacionário, utilizando o código PARCS V2.7. As informações das barras de veneno queimável, enriquecimento de combustível e de distribuição das barras de controle dentro no núcleo foram obtidas a partir do FSAR (Relatório Final de Análise de Segurança) e implementadas no modelo. As seções de choque macroscópicas para os grupos de nêutrons rápidos e térmicos foram calculadas usando o código WIMSD-5B e inseridas no código PARCS, depois de colocadas no formato adequado. Com o propósito de estabelecer um estado estacionário inicial foram consideradas três posições de barras de controle com o código PARCS V2.7 relatados no FSAR. k_{eff} de 1,0733 foi obtido para o caso com as barras de controle totalmente retiradas, k_{eff} de 1,0718 para 24% das barras de controle inseridas e k_{eff} de 0,8512 para o caso das barras de controle completamente inseridas. As distribuições de densidade de potência do núcleo foram obtidas e comparadas com as apresentadas correspondentemente no FSAR [3 e 13].

Já em [4], foi apresentado a modelagem para o reator de pesquisa TRIGA IPR-R1 utilizando o código RELAP5 e RELAP5-3D. O desenvolvimento e a avaliação do modelo termo-hidráulico para o código RELAP5 do reator de pesquisa TRIGA IPR-R1, foram validados para situações de estado estacionário e transitório. Os resultados obtidos, mostraram convergência com os dados experimentais, validando este modelo para cálculos cinéticos nodais. No cálculo neutrônico foi utilizando o código PARCS. As seções de choque para a análise neutrônica foram geradas através de simulações no código WIMSD-5B.

O código WIMS (*Winfrith Improved Multigroup Scheme*), desenvolvido entre 1963 e 1965 no Centro de Energia Atômica de *Winfrith* (UKAEA), é usado para cálculo de elementos ou células combustíveis de

qualquer tipo de reator, incluindo reatores rápidos e térmicos dados a estrutura energética de sua biblioteca de dados nucleares. Utiliza uma grande variedade de métodos para resolver problemas de física de reatores e pode ser utilizado tanto para *benchmarks* quanto para cálculos de projeto [7].

Para efetuar a análise neutrônica será utilizado o PARCS. O código PARCS (*Pardue Advanced Reactor Core Simulator*) é um programa para análise neutrônica 3D desenvolvido para a *NRC* pela Universidade de *Pardue*, Estados Unidos. Tal programa resolve a equação da difusão de nêutrons em regimes estacionários e transitórios predizendo a resposta dinâmica do reator a perturbações de reatividade, tais como movimento das barras de controle ou variações nas condições de temperatura e densidade do refrigerante no núcleo do reator O código PARCS obtém as correspondentes seções de choque macroscópicas interpoladas dentro dos valores disponíveis nos arquivos de entrada do PARCS e, consequentemente, o fluxo de nêutrons (potência nodal) [8].

Uma vez geradas as seções de choque, a matriz de dados em formato NEMTAB pode ser usada para avaliação de reatores nucleares neutrônica ou em acoplamento neutrônico-termohidráulico. No caso particular do DEN/UFMG, o sistema acoplado considerado é PARCS/RELAP5.

3. METODOLOGIA

As seções de choque macroscópicas obtidas através das simulações do WIMSD-5B serão utilizadas como parâmetros de entrada para o código computacional PARCS. Os parâmetros utilizados no cálculo das seções de choque macroscópicas, tais como as temperaturas do refrigerante e do combustível devem abranger todas as situações possíveis, considerando-se operação em estado estacionário, transientes e situações de acidentes [2].

O código PARCS utilizará as seções de choque macroscópicas, geradas pelo WIMS, podendo estar nas formas de dois grupos ou de multigrupos, para se efetuar uma análise neutrônica. O objetivo principal de uma simulação neutrônica para um reator nuclear é determinar a distribuição do fluxo de nêutrons, distribuição de potência e o fator de multiplicação de nêutrons. As demais variáveis de interesse como coeficientes de reatividade, valor de reatividade são obtidas com base no fator de multiplicação de nêutrons ou da distribuição do fluxo. Determinar tais parâmetros é uma etapa indispensável no projeto de reatores nucleares, pois é justamente esta etapa que possibilita a otimização e analise de vários aspectos relativos à operação dos reatores além de providenciar a identificação e prevenção de possíveis violações das condições seguras de operação [9, 10].

Para obter essa comunicação entre o WIMS e o PARCS é necessária a adaptação das saídas do WIMS para o formato NEMTAB, o qual é compatível para a entrada do PARCS. Nesse sentido, será feito um aperfeiçoamento e generalização de um código, já desenvolvido e utilizado, no DEN [2, 3].

Com fins de validação dessa metodologia implementada será feito o uso de *Benchmark* de geração de seções de choque e resultados do PARCS. *Benchmarks* são baseados em problemas bem definidos com um conjunto completo de entradas e, muitas vezes, com solução única, são utilizados como um meio de verificação das soluções numéricas obtidas pelas diversas metodologias aplicáveis ao problema.

O *benchmark* a ser utilizado foi projetado para avaliar a capacidade de códigos de cinética de reatores, através da resposta fornecida para situação transitória de um núcleo parcialmente carregado de combustível MOX. Este *benchmark* emprega muitas das características do *benchmark* NEACRP L-335, proposto por Finnemann em 1991 [11], que foi descrito com a finalidade de avaliar a capacidade de modelagem de transitórios de ejeção de barras de controle em núcleos parcialmente carregados de combustíveis MOX com plutônio proveniente do desmantelamento de armas nucleares. O núcleo escolhido na simulação deste *benchmark* é baseado em um reator tipo PWR, de fabricação da Westinghouse, similar ao reator escolhido para a eliminação de plutônio nos EUA [12].

4. CONCLUSÃO

Após uma extensa investigação teórica, concluiu-se a indiscutível importância das simulações na avaliação prévia do desempenho e comportamento de reatores nucleares. Consequentemente, tal fato implica em um aumento da segurança em reatores nucleares, aumentando as chances de prevenção de possíveis acidentes.

Verificou-se também a confiabilidade e precisão dos diversos métodos de geração de seção de choque, inclusive para o WIMS, código a ser usado no desenvolvimento do trabalho. Comprovou-se a eficácia do código PARCS, a ser utilizado nesse trabalho, em analise neutrônica. Visando manter a credibilidade dos resultados dos códigos, a criação de um código de interface, que converta os parâmetros de saída do WIMS adequadamente para a entrada do PARCS, é de suma importância.

Diante de todo o levantamento teórico e conclusões feitas, certifica-se que há a necessidade de uma validação para a metodologia que vêm sendo usada no DEN/UFMG, a qual será efetuada por meio de um *benchmark.*

AGRADECIMENTOS

Ao CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo financiamento direto ou indireto desta pesquisa.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Mesado, R. C., Miró, T. B., Verdú, G. Comparación De Los Resultados De Quemado Para Reactores Bwr Con Casmo Y Scale 6.2 (Triton/Newt). Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM) Universitat Politècnica de València (UPV). Camí de Vera s/n.46021 Valencia, Spain, Octubre, 2014.

[2] Reis, P. A. L., Estudos Neutrônicos E Termo-Hidráulicos Para O Desenvolvimento De Uma Metodologia De Acoplamento Entre Códigos Aplicada Ao Reator De Pesquisa Triga Ipr-R1. Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2013.

[3] Hamers, A. R., Reis, P. A. L., Rodrigues, T. D. A., Pereira, C., Costa, A. L., Miró R., Verdu, G. Angra-1 Neutron Kinetics Model At Bol Using Wimsd-5b And Parcs V2.7 Codes. In: International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, 2015, São Paulo. The Brazilian Nuclear Program: State Policy for a Sustainable Development. São Paulo: ABEN, 2015. v. único. p. 1-12.

[4] Reis, P. A. L., Costa, A. L., Pereira, C., Veloso, M. A. F., Scari, M. E., Miró R., Verdu, G. Transient Cases Analyses Of The Triga Ipr-R1 Using Thermal Hydraulic And Neutron Kinetic Coupled Codes. In: International

Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, 2015, São Paulo. The Brazilian Nuclear Program: State Policy for a Sustainable Development. São Paulo: ABEN, 2015. v. ÚNICO. p. 1-14.

[5] Lee C. H., Yang, W. S., Status Report on Multigroup Cross Section Generation Code Development for High-Fidelity Deterministic Neutronics Simulation System ANL-AFCI-207. Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory. September, 2007.

[6] Xu, Y., Downar, T., GenPMAXS Code for Generating the PARCS Cross Section Interface File PMAXS. Purdue University, School of Nuclear Engineering, November, 2006.

[7] WIMSD – A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis – AEA Technology – NEA Data Bank Documentation, No 1507, 1996.

[8] User Manual for the PARCS Neutronics Core Simulator - PARCS v2.7 U.S. NRC Core Neutronics Simulator User Manual August, 2006.

[9] Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J., Nuclear Reactor Analysis, Department of Nuclear Engineering– The University of Michigan, 1976.

[10] Lamarsh, J. R. And Baratta, A. J.,Introduction to Nuclear Engineering , 3rdEdition, page 308, Ed. Hardcover, 1966.

[11] Finnemann, A. H. G., "Neacrp 3-D Lwr Core Transient Benchmark," Neacrpl-335, October 1991, http://www.nea.fr/html/science/docs/1991/.

[12] Kozlowski, T., Downar, T. J., Oecd/Nea And U.S. Nrc Pwr Mox/Uo2 Core Transient Benchmark. Purdue University West Lafayette, Indiana U.S.A. Final Specifications, Revision 2. December, 2003.

[13] FSAR, "Final Safety Analysis Report – Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto – Unit 2", Eletrobrás-Eletronuclear, Br azil, 2013.

ENGENHARIA DA ENERGIA

Id.: EE-01

ANÁLISE EXERGÉTICA DO PROCESSO DE PRÉ-TRATAMENTO DO ÓLEO DE SOJA PARA A PRODUÇÃO DE BIODIESEL ATRAVÉS DA REAÇÃO DE TRANSESTERIFICAÇÃO

Marina Marques[1], Ângela Fortini[1], Antonella Lombardi Costa[1]

[1] Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, Belo Horizonte,
CEP 31.270-90, Brasil
marinanuclear@ufmg.br

Palavras-Chave: Análise Exergética, Óleo de Soja, Biodiesel

RESUMO

As matérias primas utilizadas para a produção do biodiesel podem ser o óleo vegetal, sebo animal ou gordura residual. Dentre elas destaca-se a utilização do óleo de soja. O presente estudo tem por objetivo analisar a eficiência exergética do processo de pré-tratamento do óleo de soja de uma usina de biocombustíveis do estado de Minas Gerais cuja capacidade instalada é atualmente de 152 milhões de litros/ano de biodiesel. Para tanto, realizou-se o cálculo da exergia química e da exergia física dos fluxos relacionados ao processo de refinação do óleo para produção de biodiesel, além disso, foram levantados os parâmetros de operação da planta afim de calcular a eficiência exergética do processo e o fluxo de massa para realização do balanço de massa da planta analisada. A eficiência exergética do processo de pré-tratamento do óleo de soja foi de 79,5% e exergia destruída ou irreversibilidade de aproximadamente 17%. Portanto, o rendimento das reações químicas do processo se mostraram satisfatórios

1. INTRODUÇÃO

As matérias primas utilizadas para a produção do biodiesel podem ser o óleo vegetal, sebo animal ou gordura residual. Dentre elas destaca-se a utilização do óleo de soja, que segundo a Agência Nacional de Petróleo, Gás Natural e Biocombustíveis [1] é a principal matéria-prima para a produção de biodiesel (B100), equivalente a 76,9% do total, com uma alta de 17,7% em relação a 2013.

Assim, o presente estudo tem por objetivo analisar a eficiência exergética do processo de pré-tratamento do óleo de soja de uma usina de biocombustíveis do estado de Minas Gerais.

Moran e Shapiro afirmam que um objetivo na análise exergética é identificar onde ocorrem destruição e perda de exergia e classifica-las em ordem de importância [2].

De acordo com Ferreira, as medidas de análise exergéticas quanto de exergia está sendo destruída e verifica quais componentes do sistema são responsáveis por perdas, a fim de minimizá-los [3].

Szargut et al., definem exergia como a quantidade máxima de trabalho obtida quando uma massa é trazido a um estado de equilíbrio termodinâmico com os componentes comuns do ambiente, através de processos reversíveis, envolvendo apenas interações com os componentes do meio ambiente [4].

Com base nisso, a identificação da perda de exergia durante o processo pré-tratamento do óleo de soja de uma planta biocombustível é uma maneira de identificar os gargalos do processo e avaliar a sua eficiencia.

1.1.Descrição do processo

O processo de refino químico do óleo de soja consiste na remoção de ácidos graxos feita pela neutralização por uso de ácido-base. As gomas e sabões produzidos são separados por centrífugas.

O óleo bruto armazenado a temperatura inicial de 30ºC é aquecido a 75ºC, uma vez aquecido este é bombeado para o reator de agitação onde é acrescentado o ácido fosfórico (H_3PO_4) ocorrendo a reação por 20 minutos, esta etapa é chamada de degomaçao. Após a etapa de degomação do óleo ocorre a neutralização adicionando soda caústica (NaOH) e água (H_2O) a temperatura de 85ºC.

Em seguida é realizada a separação do óleo da borra por centrifugação. A borra de neutralização consiste basicamente de água, sais sódicos de ácidos graxos, triglicerídeos, fósfolipídeos, matéria insaponificável e produtos de degradação do óleo [5]. Por fim, é realizada a desumidificação do óleo em um vaso secador e para finalizar ocorre a filtração do óleo.

Uma vez refinado, o óleo é armazenado para posteriormente ser utilizado na reação de transesterificação para produção de biodiesel.

2. METODOLOGIA

Para realizar o balanço de massa do processo de refino do óleo de soja, foram considerados todos os valores de entrada na planta: óleo de soja bruto, Ácido Fosfórico (H_3PO_4), Hidróxido de Sódio (NaOH), água (H_2O), terra diatomácea, sílica e eletricidade, e os de saída: óleo refinado, borra e sabão.

$$\sum_{e} \dot{m}_e = \sum_{s} \dot{m}_s$$

2.2 Cálculo das exergias

Oliveira define exergia química como o trabalho máximo quando o sistema passa do estado ambiente (T_0, P_0), para o estado morto (T_0, p_0, p_{0i}), interagindo com o ambiente[7].

Segundo Szargut et al. a exergia física é o máximo trabalho útil teórico possível assim que o sistema passa de seu estado inicial, no qual a temperatura é (T) e a pressão é (P), para o estado morto restrito, onde a temperatura é (T_0) e a pressão é (P_0), ocorrendo transferência de calor apenas com o ambiente [4].

As exergias específicas dos insumos e produtos das reações foram calculados de acordo com a fórmula:

$$Ex^{Ph} = (h - h_0) - T_0\ (s - s_0\ ) = (\Delta h) - T_0(\Delta s)$$

Onde:

Ex^{Ph}: Exergia física
Δh: Variação da entalpia
T_0: Temperatura referencia
Δs: Variação da entropia

Para os dados que não foram encontrados na literatura foram realizados os seguintes cálculos para determinação da exergia física:

$$\Delta h = C_{p.}(T_1 - T_0)$$

Onde:

Δh: Variação da entalpia
Cp_0: Capacidade térmica
T_1: Temperatura no estado
T_0: Temperatura de referencia

$$\Delta s = C_p . ln\frac{T_1}{T_0}$$

Os processos encontrados na natureza têm algum grau de irreversibilidade. Somente no plano ideal são possíveis aqueles processos que não geram atrito nem transferência de calor. Nesse sentido, as irreversibilidades para um sistema ou volume de controle podem ser quantificadas através da expressão:

$$I = \sum_{i=1}^{n} e_{ei} - e_{si}$$

2.2.3. Cálculos do poder calorífico

O poder calorífico é uma característica importante de um combustível, pois trata-se de um indicativo da quantidade de calor liberada durante a combustão completa do combustível. Este indicador pode ser obtido experimentalmente ou em forma analítica desde que seja conhecida a composição química elementar da substância [3].

O Poder Calorífico Inferior (PCI) e o Poder Calorífico Superior (PCS) de combustíveis líquidos podem ser encontrados conforme proposto por Arredondo que calcula o PCI assumindo que a água formada do hidrogênio que faz parte da composição do combustível encontra-se na fase vapor e usa a seguinte relação [6]:

$$PCI = PCS - 0{,}0894 * 2242{,}3 * H$$

O valor 2.442,3 kJ/Kg corresponde à entalpia de vaporização da água à pressão de 1 bar e o cálculo do PCS é feito de acordo com a equação a seguir:

$$PCS = 349{,}1C + 1178{,}3H + 100{,}5S - 103{,}4O - 15{,}1N - 21{,}1A$$

Onde C, H, S, O, N e A são respectivamente as porcentagens mássicas de carbono, hidrogênio, enxofre, oxigênio, nitrogênio, e cinzas no combustível.
O PCS e PCI tem unidades em kJ/kg e os valores para C, H, S, O, N e A são escritos em porcentagem.

2.3. Balanço exergético

Considerando a exergia de todos os fluxos que entram e que saem da planta, pode-se fazer o balanço de exergia de acordo com a equação abaixo.

$$\sum e_e = \sum e_s$$

2.4. Cálculo das eficiências exergéticas no pré- tratamento do óleo de soja

A equação abaixo mostra a definição de eficiência, segundo Arredondo, Oliveira Junior e Benjumea, usada para avaliar a planta de biodiesel ($\eta_{E,B}$)[8]:

$$\eta = \frac{\sum e_s}{\sum e_e}$$

Onde
Ƞ: Eficiência exergética
$\sum e_s$: exergia que sai
$\sum e_e$: exergia que entra

3. RESULTADOS

Na tab.1 é apresentado o balanço de massa da planta analisada.

Tab.1. Balanço de massa (kg/h).

ENTRADAS		**SAÍDAS**	
Óleo bruto	7000	Óleo refinado	6930
H_3PO_4	4,1	Borra	155
NaOH	2,1	Sabão	25
SiO_2	7,2		
H_2O	92,4		
Terra diatomácea	4,2		

Os valores de exergia física para cada fluxo são menores quando comparados com os valores de exergia química. Nesse sentido, a parcela de exergia química associada a cada corrente tem um peso maior no valor total de exergia, devido aos processos químicos associados a planta estudada. No caso da borra considerou-se que a sua formação é de 69% de água, 29,5% sabão e 1,5 é óleo puro [5]. Assim, para calcular sua exergia química considerou-se como sua formação a exergia da água, a exergia do sabão que

foi calculada através da sua composição elementar e a exergia do óleo. Esses valores podem ser observados na Tab. 2.

Tab.2.Valores exergéticos dos fluxos analisados em kJ/kg

	Óleo bruto+ NaOH	**H_2O**	**H_3PO_4**	**Borra**	**Óleo refinado**
e^{ch}	39439	733,3	2.112,25	11887	41281,00
e^{ph}	0,000	0,5	0,000	0,000	0,000

A distribuição da exergia em porcentagem pode ser visualizada na fig.1.

Fig.1. Distribuição da exergia em porcentagem.

Analisando a Fig . 1 , pode-se verificar que a exergia útil foi 64,45 % .No entanto, se considerada o aproveitamento do subproduto, a exergia do sistema passa para 83 % .

A irreversibilidade ou exergia destruída foi de (16,99%) o que pode ser considerado um valor alto de energia ou trabalho que nao foi de alguma maneira aproveitado no processo.
O resultado da eficiência exergética foi de 79,5 %.

4. CONCLUSÃO

A análise exergética do processo de pré-tratamento do óleo de soja incluiu a determinação das exergias física, química e total de da planta, assim como as irreversibilidades e eficiência exergética.

O rendimento das reações químicas do processo se mostraram satisfatórios. E, o reflexo dos bons rendimentos pode ser observado nos altos valores da eficiência exergética do processo.
É importante para a melhoria da eficiência do processo a reutilização do subproduto do processo, pois a não utilização ocasiona aumento da exergia destruída.

AGRADECIMENTOS

As autoras agradecem ao CNPq, FAPEMIG e CAPES pelo apoio no desenvolvimento deste trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Agência Nacional do Petróleo, Gás Natural e Biocombustíveis (Brasil). "Anuário estatístico brasileiro do petróleo, gás natural e biocombustíveis": Rio de Janeiro, Brasil (2015). Disponível em: http://www.anp.gov.br/?id=661. Acesso em: 24 abr.2016.

[2] Moran, M. J. and Shapiro, H. N. "Princípios de termodinâmica para engenharia".6ª ed., Rio de Janeiro, LTC (2009).

[3] Ferreira, M. E. M**.** "Análise exergoeconômica da produção de biodiesel de babaçu obtido por via metílica e etílica". Tese, Universidade Federal do Paraná, Brasil (2014).

[4] Szargut,J., et al. "Exergy analysis of thermal, chemical, and metallurgical processes". New York, Hemisphere Publishing Corporation (1988).

[5] Fré, N.C. "Obtençao de ácidos graxos a partir de acidulação da borra de neutralização de óleo de soja". Dissertação, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Brasil (2009).

[6]Arredondo, H. I. V. "Avaliação exergética e exergo-ambiental da produção de biocombustíveis". Tese, Universidade de São Paulo, Brasil (2009).

[7] Oliveira, P. P. "Fundamentos de Termodinâmica Aplicada - Análise Energética e Exergética", 2ª ed., São Paulo, Lidel (2015).

[8] H. I. V. Arredondo, et al. "Exergy efficiency analysis of chemical and biochemical stages involved in liquid biofuels production processes". Energy, Vol.41, pp. 138-145(2012).

Id.: EE-02

ESTUDO DAS POTENCIALIDADES ENERGÉTICAS VISANDO ELABORAÇÃO DE UMA MATRIZ ELÉTRICA TERRITORIAL PARA O ESTADO DE MINAS GERAIS

Wilson P. Barbosa Filho[1,2], Wemerson R. Ferreira[1,2], Abílio C. S. de Azevedo[1], Lívia M. L. Silva[1], Antonella L. Costa[2], Ricardo B. Pinheiro[2]

[1]FundaçãoEstadual do Meio Ambiente - FEAM
Cidade Administrativa Tancredo Neves Rodovia Prefeito Américo Gianetti, s/n, 1º andar, Ed. Minas, CEP 31630-900 - Belo Horizonte/MG
[2]Departamento de Engenharia Nuclear – Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha - CEP 31.270-901, Belo Horizonte/MG
wilson.filho@meioambiente.mg.gov.br

Palavras-Chave: Energia, Planejamento energético, Territorialidade.

RESUMO

Esse estudo realizado teve como objetivo preparar uma base de dados para se fazer as projeções de oferta e demanda de energia elétrica para o setor elétrico mineiro por Território de Desenvolvimento, no período 2015 - 2050. O estudo, quanto à natureza, caracteriza-se por ser uma pesquisa do tipo aplicada, que tem como escopo gerar reflexão e entendimento sobre a expansão da geração de energia elétrica em Minas e no Brasil. Trata-se de estudo bibliográfico para elaboração da base de dados que, para sua execução tem por método a leitura exploratória e seletiva do material de pesquisa. A seleção de fontes de pesquisa foi baseada em publicações de autores de reconhecida importância no meio acadêmico e profissional, e em livros e artigos veiculados e pesquisados na internet, além de dados da Companhia Energética de Minas Gerais - Cemig, Sistema Integrado de Informação ambiental - Siam e Operador Nacional do Sistema Elétrico - ONS. A recente queda no nível de reservatórios e a necessidade de despacho de usinas térmicas acenderam discussões para os rumos em que a matriz energética nacional vem seguindo. A impossibilidade de se construir novos grandes reservatórios vem reduzindo gradativamente a capacidade de regularização da geração hidrelétrica. A matriz elétrica brasileira e a mineira, em destaque, estão passando por um processo acelerado de transição, onde se faz necessário selecionar criteriosamente os empreendimentos futuros com destaque para o desenvolvimento sustentável.

1. INTRODUÇÃO

Tendo em vista a complexidade do sistema energético e em particular o sistema elétrico, e a real necessidade de se estabelecer um modelo de planejamento territorial de longo prazo, é importante seguir analisando os diferentes atores responsáveis pela evolução do setor e suas implicações tanto do lado da oferta quanto do lado da demanda de eletricidade. O planejamento energético, do setor elétrico, por território, apresenta um elevado grau de utilidade. Pelo lado da oferta de energia, ele permite identificar as fontes energéticas mais adequadas em termos tecnológico, econômico, social e ambiental para atender as demandas da sociedade. Pelo lado da demanda, ele permite identificar as tecnologias de uso final capazes

de tornar mais eficiente e racional o uso das fontes de energia, por meio da construção de cenários futuros sobre o comportamento das demandas é de fundamental importância na resolução de conflitos envolvendo oferta e demanda de energia, meio ambiente e desenvolvimento econômico.
Sua importância foi reforçada com o surgimento do conceito de desenvolvimento sustentável, uma vez que a utilização dessa ferramenta pode evitar a degradação prematura dos recursos energéticos não renováveis e/ou apontar alternativas de substituição de fontes de energia, garantindo a oferta necessária à manutenção do desenvolvimento da sociedade. Esse elevado grau de utilidade torna essa ferramenta indispensável para auxiliar não apenas as tomadas de decisão, mas também a elaboração de políticas energéticas sustentáveis. Com a predominância da energia hidrelétrica no Brasil, a obtenção de um fornecimento de energia firme ao longo das estações do ano tem sido um desafio histórico para decisões de planejamento da operação do setor elétrico, devido às flutuações sazonais de amplitude significativa da energia hidrelétrica. A produção de eletricidade no Brasil e particularmente em Minas Gerais é predominantemente derivada de Usinas Hidrelétricas de Energia (UHE). Desde 2011, os níveis de reservatórios caíram significativamente, tendo, como consequência, uma flutuação de matriz elétrica hídrica para matriz elétrica hidrotérmica, com uso predominante de Usinas Termelétricas movidas a combustível fóssil.

Este artigo teve como objetivo preparar uma base de dados para elaborar as projeções de oferta e demanda de energia elétrica para o setor elétrico mineiro por Território de Desenvolvimento, no período 2015 – 2030.

2. METODOLOGIA

A metodologia adotada no desenvolvimento do trabalho é baseada em investigação documental sobre dados referentes aos recursos energéticos utilizando pesquisa na internet, livros, seminários e congressos nacionais. Com relação às unidades de geração de energia elétrica em operação no estado de Minas Gerais foram realizadas pesquisas utilizando o portal do Sistema Integrado de Informações Ambientais – SIAM, da Secretaria Estadual do Meio Ambiente e Desenvolvimento Sustentável – SEMAD, que apresenta as características dos empreendimentos de geração de energia em operação no Estado de Minas Gerais, como licenças ambientais, localização e potência. Em vista do número de usinas de geração de energia elétrica existentes, os dados foram refinados apresentando-se, no final, o total de usinas hidrelétricas e termelétricas e a capacidade instalada de cada uma delas, bem como o combustível utilizado, no caso das térmicas. Com relação à oferta de energia elétrica para os próximos anos, até 2030, foram identificados os possíveis recursos energéticos existentes e tecnologias passíveis de instalação. Para tanto, foram levantados dados técnicos em artigos e eventos técnicos, em destaque, o Seminário Mineiro de Energias renováveis – Eólica e Solar (2016) e o I Fórum Mineiro de Energia Renovável.

3. RESULTADOS

Oferta de energia existente

Minas Gerais possui um grande número de Usinas Hidrelétricas - UHEs e pequenas Centrias Hidrelétricas - PCHs instaladas em suas bacias hidrográficas. A construção de PCHs, devido ao menor impacto ambiental em termos de área alagada e a restrição de espaço físico, constituem-se em um importante instrumento na exploração dos recursos hídricos para produtores de energia elétrica, porém, em termos do sistema elétrico como um todo, a reduzida escala de geração das PCHs valida a necessidade de

complementação hidro-eólica. Na Tabela 1 são apresentados os dados das UHEs em operação em Minas Gerais.

Tab.1. UHEs em operação no Estado de Minas Gerais.

Usinas Hidrelétricas de Energia		
Tipo	**Quantidade**	**Potência (kW)**
Pequena central hidrelétrica	97	816.906
Usinas Hidrelétricas	51	16.632.512

Fonte: adaptado da SIAM, 2016 [1]

Como todo empreendimento de produção de energia elétrica, a construção de termelétricas movidas a combustível fóssil tem como impactos positivos: o aumento da disponibilidade de energia ao consumidor, com modicidade tarifária, a geração de impostos e de empregos. Os impactos negativos ao ambiente, no contexto atual, estão associados principalmente com o aquecimento global decorrente da emissão de gases de efeito estufa. Há de salientar que, o gás natural apesar de ser um combustível de fonte fóssil, ele é considerado um combustível de transição energética, pois é uma fonte alternativa. Na Tabela 2 são apresentados os dados das UTEs correspondentes:

Tab.2. UTEs a base de combustível fóssil no Estado de Minas Gerais.

Usinas Térmicas de Combustível Fóssil		
Classe de combustível	**Quantidade**	**Potência (kW)**
Gás natural	4	211.237
Enxofre	1	23.000
Óleo combustível	1	131.000
Óleo diesel	144	87.063

Fonte: adaptado da SIAM, 2016 [1]

Na categoria de gases industriais estão o gás de alto forno, o gás de processo e o gás de refinaria, gases estes gerados durante o alguma atividade e que podem ser utilizados como combustível. Em Minas Gerais, não foi identificado nenhum empreendimento que utilizasse gás de refinaria. Na Tabela 3 são apresentados os dados das UTEs em Minas Gerais.

Tab.3. UTEs a base de gás industrial em operação no Estado de Minas Gerais.

Usinas Térmicas de Gás Industrial		
Classe de combustível	**Quantidade**	**Potência (kW)**
Gás de Processo	2	81.620
Gás de alto forno	11	259.155

Fonte: adaptado da SIAM, 2016 [1]

O termo biomassa abrange toda a gama de sólidos originados de seres vivos, excluindo-se deste conceito os combustíveis fósseis e ainda os que possam ter se constituído em biomassa no passado. O Estado de Minas Gerais possui um potencial de produção de eletricidade a partir de resíduos, originário de diversos tipos de materiais sendo os principais, os da indústria sucroenergética (bagaço de cana e vinhaça). Importante ressaltar que os combustíveis produzidos a partir da biomassa não contêm enxofre, sendo assim, uma grande vantagem em relação aos combustíveis de origem fóssil, pois, no processo de combustão, não irão emitir óxidos de enxofre, que são formadores de chuva ácida, além de potencializar os efeitos danosos do material particulado. Na Tabela 4, são apresentados os dados das UTEs a base de biomassa em operação no Estado de Minas Gerais.

Tab.4. UTEs a base de biomassa em operação no Estado de Minas Gerais.

Usinas Térmicas de Biomassa		
Classe de combustível	**Quantidade**	**Potência (kW)**
Licor negro	1	100.000
Carvão vegetal	2	9.800
Resíduos de madeira	2	26.000
Biogás	4	11.488
Bagaço de cana	38	912.680

Fonte: adaptado da SIAM, 2016 [1]

Oferta de energia possível

O combustível das usinas nucleares é o óxido de urânio enriquecido em cerca de 3 a 5%, na maioria dos reatores comerciais atuais. No Brasil, as reservas recuperáveis de urânio são de aproximadamente 309.000 toneladas, 5% das reservas mundiais, o que o coloca como o sétimo país do ranking. Segundo a Eletrobrás, a expansão da energia nuclear na matriz energética brasileira passa pela instalação de uma usina com potência entre 4.000 MW e 6.000 MW no território do Noroeste de Minas Gerais, junto ao Rio São Francisco. As reservas de urânio em Minas estão no Quadrilátero Ferrífero e no Planalto de Caldas [2].

O Atlas Eólico de Minas Gerais, elaborado pela Cemig [3] estimou o potencial eólico sazonal no estado, em três dimensões distintas, a 50 m, 75 m e 100 m de altura do solo. O potencial de geração eólico a 100

m do solo que é mais significativo (a velocidade do vento aumenta com a altitude, por isso o potencial torna-se maior), e aponta uma grandeza de 40.000 MW. O potencial eólico do território do Norte de Minas vem sendo estudado pela Renova Energia, empresa que também identificou o potencial na região sul do estado da Bahia, onde se localizam, hoje, um grande número de usinas eólicas. Esses estudos comprovam o grande potencial, cerca de 6.000 MW, principalmente em topos de morro na Serra do Espinhaço. A geração de eletricidade através de parques eólicos tem grandes vantagens na redução de gases de efeito estufa, quando comparado com outras fontes. No entanto, os impactos ambientais provenientes da implantação e operação de uma usina de energia eólica não podem ser desprezados, como impacto visual, efeito estroboscópicodos aerogeradores e interferências locais [4].

A energia solar produzida por coletores solares é térmica e não elétrica, por isso, não é contabilizada na matriz elétrica mineira, porém, é importante demonstrar o destaque desta tecnologia como energia elétrica evitada. Segundo o Balanço Energético do Estado de Minas Gerais – BEEMG [5], a área de coletores acumulada entre 1991 a 2010 totalizou uma economia de 10.013 GWh, o que representa 861 mil tep. Em 2010, a economia representou 1.570 GWh proveniente do aproveitamento solar, o que significa 2,7% de energia evitada em relação ao consumo total de energia elétrica. Em termos energéticos, a instalação de 1,87 milhões de m² de coletores em Minas Gerais representa uma capacidade instalada, em 2010, de 1.309 MWth, montante que corresponde, comparativamente, a cerca de três vezes a capacidade instalada de geração da usina hidrelétrica de Três Marias (396 MW), ou quatro vezes e meia a energia assegurada desse empreendimento (239 MW). As usinas solares fotovoltaicas são centrais de energia compostas por uma configuração de painéis solares fotovoltaicos que convertem a energia da radiação em eletricidade por meio de cada uma das células fotovoltaicas. Os raios diretos e difusos do sol são transformados em eletricidade por meio de materiais semicondutores (como o silício, muito presente na natureza). Segundo apresentação do IDENE no Seminário de Energias Renováveis – Energia Eólica e Solar [6], existe uma perspectiva de inserção de vinte usinas solares fotovoltaicas de 30 MW cada, por ano, a partir de 2017, e de quatro usinas solares fotovoltaicas de 300 MW, por ano, à partir de 2017, na região de Montes Claros, Janaúba, Januária e São Francisco, totalizando 3.600 MW a serem instalados.

Crescimento populacional e de demanda de energia

Em 2000, a população brasileira era de 170 milhões de habitantes e o consumo de energia se elevava a cerca de 190 milhões de tep. O cenário traçado para 2030 estima um consumo de energia primária de cerca de 560 milhões de tep para uma população de mais de 238 milhões de habitantes. Nessas condições, a demanda *per capita* aumentaria de 1.190 para 2.345 tep/10^3 hab. entre 2005 e 2030. Como o consumo *per capita* de energia sempre foi muito baixo, o crescimento da renda nacional e sua redistribuição deverão fazer com que esse consumo aumente. O cenário traçado para 2030, apresentado na Figura 1, estima um consumo de energia primária de cerca de 560 milhões de tep para uma população de mais de 238 milhões de habitantes no Brasil [7].

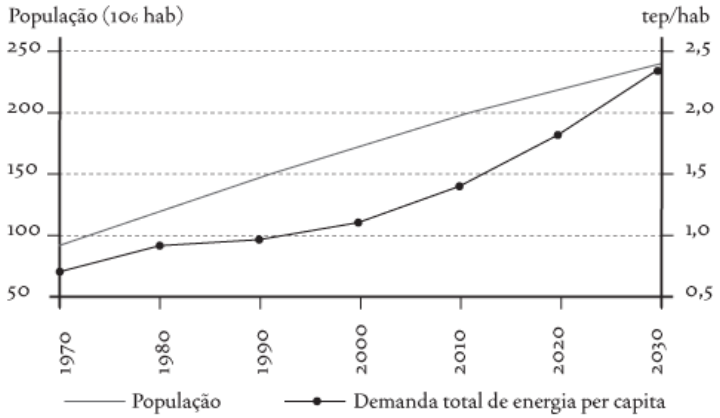


Fig. 1. Evolução do crescimento populacional e demanda de energia per capita no Brasil 1970 – 2030. Fonte: Tolmasquim M., Guerreiro A., Gorini R., 2007 [7].

Para Minas Gerais, o estudo da matriz energética [8] cria dois cenários para auxiliar as políticas públicas estaduais, o cenário Referência e o cenário Alternativo. No período 2025-2030, o acréscimo de demanda é quase integralmente atendido por importação, havendo pouco acréscimo de geração de energia elétrica dentro do Estado. Segundo esse cenário, Minas Gerais passa de um exportador líquido para um importador líquido de energia elétrica no final do período de análise, importando cerca de 17% da eletricidade consumida. O cenário Alternativo elucida que a demanda por energia elétrica no Estado de Minas Gerais cresce a uma taxa média anual de 3,81%, enquanto a geração cresce a 3,43%, mostrando assim que o estado chega em 2030 também como um importador líquido de energia elétrica, sendo 8,7% da sua demanda atendida por importação. Esses números são pouco maiores que os do cenário Referência em função da maior capacidade instalada de geração a bagaço. De acordo com o estudo, essa capacidade compensa a menor geração a gás natural e óleo combustível, assim como diminui a necessidade de importação de energia elétrica de outros Estados. Outro fator que também ocorre nesse cenário é o esgotamento do potencial hidrelétrico no Estado, o qual segue a mesma tendência do cenário anterior com característica de evolução um pouco distinta.

O Governo de Minas atual não sinalizou nenhum investimento em construção de novas UHEs, apesar da Empresa de Pesquisa Energática - EPE ter um estudo [9] sobre construção de novas usinas de reservatório neste Estado. Dos vinte e cinco aproveitamentos selecionados neste estudo treze são de Minas.

4. CONCLUSÃO

Esse estudo demonstra que a oferta de energia atual no Estado de Minas Gerais não atenderá o crescimento da demanda. No período 2025-2030, o acréscimo de demanda de energia elétrica será quase integralmente atendido por importação, havendo pouco acréscimo de geração de energia elétrica dentro do Estado. A Matriz Energética de Minas Gerais 2007 a 2030 delimita a necessidade de repensar o uso da energia elétrica na economia mineira, reduzir a dependência externa, avaliar novas tecnologias, ampliar a eficiência energética e a possibilidade de agregar maior valor a todos os setores da sociedade mineira com a implantação de um planejamento energético e ambiental.

O Governo de Minas atual não sinalizou nenhum investimento em construção de novas UHEs, apesar da Empresa de Pesquisa Energática - EPE ter um estudo sobre construção de novas usinas de reservatório

neste Estado. A falta de investimento em gás natural e a crise hídrica causada pela diminuição da precipitação desde 2011 tendem a contribuir para o cenário pessimista da matriz mineira.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem à FAPEMIG pelo suporte a essa pesquisa.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] SIAM - Sistema Integrado de Informação Ambiental. Disponível em: http://www.siam.mg.gov.br/siam/.

[2] Barbosa, W. P. F. et al. "Study of the energy matrix of Minas Gerais considering the contribution of nuclear power plants", 2015 International Nuclear Atlantic Conference - INAC (2015).

[3] CEMIG - COMPANHIA ENERGÉTICA DE MINAS GERAIS, 2010. "Atlas Eólico de Minas Gerais", Belo Horizonte, Minas Gerais, pp. 43-56 (2010).

[4] Barbosa, W. P. F. et al. "Study of Environmental Impacts of Wind Power Plants Aiming to Support Public Policy in Brazil", International Journal of Energy Science (IJES), Vol. 6, Issue 1, pp. 1-16 (2016).

[5] CEMIG, COMPANHIA ENERGÉTICA DE MINAS GERAIS ."26º Balanço Energético do Estado de Minas Gerais – BEEMG: ano base 2010", Belo Horizonte, Brasil, 2011. Disponível em: http://www.cemig.com.br/Inovacao/AlternativasEnergeticas/Documents/26BEE MGcc.pdf.

[6] Dantas, D. B.. "Energia Fotovoltaica no Norte e Minas". http://www.feam.br/images/stories/2016/PESQUISA_DESENVOLVIMENTO/Energia_Fotovoltaica_no_Norte_de_Minas.pdf.

[7]Tolmasquim M., Guerreiro A., Gorini R.. Matriz Energética Brasileira: uma prospectiva. 2007. Disponível em: http://www.scielo.br/scielo.php?script=sci_arttext&pid=S0101-33002007000300003.

[8] Universidade Federal do Rio de Janeiro - UFRJ e Universidade Federal de itajubá - FUPAI. Matriz Energética de Minas Gerais 2007-2030. Sumário Executivo. Outubro (2007).

[9] EPE – EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA. "Estudos de Planejamento da Expansão de energia - Identificação e Classificação de Potenciais Reservatórios de Regularização". Disponível em: http://www.epe.gov.br/geracao/Documents/Nota%20T%C3%A9cnica%20EPE-DEA-DEE-RE-0012015-R0.compressed.pdf.

Id.: EE-03

PRODUÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA A PARTIR DA QUEIMA DO BAGAÇO DE CANA-DE-AÇÚCAR

Isabela S. Anselmo[1]*, João Vítor V. Nunes[1], Antonella L. Costa[1], Bruna de Fátima P. G Flausino[2]**

[1]Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Av. Antônio Carlos, 6627, Escola de Engenharia, Pampulha,
CEP 31270-901, Belo Horizonte, MG
[2]Universidade Federal de Ouro Preto - Departamento de Engenharia de Produção, Administração e Economia - Área de Planejamento Energético
Campus Morro do Cruzeiro, s/n – Escola de Minas, Bauxita, CEP 35400-000, Ouro Preto, MG
* isabela.anselmo@gmail.com; ** joaovitorn2@hotmail.com

Palavras-Chave: Cana-de-açúcar, energia renovável, bagaço de cana, energia elétrica

RESUMO

A demanda por energia renovável cresce a cada ano no mundo. Isso se deve ao fato de uma maior preocupação da população mundial com o meio ambiente e, principalmente, com as consequências das mudanças climáticas. O Brasil é uma referência mundial nesse assunto, visto que possui a maior matriz energética renovável do mundo (41,2%), segundo o Balanço Energético Nacional 2016, ano base 2015. Uma das fontes renováveis de sucesso do Brasil é o etanol proveniente da cana de açúcar. O Estado de Minas Gerais está entre os maiores produtores de cana-de-açúcar e seus derivados, incluindo o bagaço. O Estado possui 66 empreendimentos, 46 desses existentes e o restante em vias de obtenção das licenças ambientais cabíveis para entrarem em operação. Nesse ramo, há um grande potencial para a produção de energia elétrica a partir do excedente do bagaço de cana, que também é uma fonte renovável, algo que é pouco explorado pela maioria desses empreendimentos já existentes. Com a exploração dessa fonte, ocorreria uma diminuição das emissões de gases de efeito estufa em comparação com outros combustíveis fósseis, além de aumentar a porcentagem de energia renovável no país. Outra vantagem é que ela se apresenta como uma alternativa a energia proveniente das hidroelétricas, já que a geração do bagaço ocorre nos períodos de estiagem, período em que os reservatórios das hidroelétricas costumam estar mais vazios. Além dessas vantagens, a energia produzida por meio do bagaço está próxima do mercado consumidor, o que reduz substancialmente os gastos com linhas de transmissão. Contudo, podemos observar, a partir de pesquisas feitas com dados dos Leilões de Energia de Reserva e Energia Nova, que as fontes eólica e solar ainda dominam esse mercado de fontes renováveis. A energia proveniente da biomassa ainda possui pouco espaço neste tipo de comercialização. Além disso, faz-se necessária uma modernização dos equipamentos empregados nas plantas de cogeração das usinas sucroalcooleiras em operação. Então o objetivo desse trabalho é abordar os aspectos econômicos dessa fonte renovável de energia elétrica em comparação com as outras fontes, além de citar as vantagens de se aproveitar o potencial inexplorado do setor sucroalcooleiro.

1. INTRODUÇÃO

A energia é a propulsora do desenvolvimento da sociedade. No cenário mundial atual, com o fenômeno do efeito estufa, poluição e outros diversos problemas ambientais que muitas vezes ocorrem em função das fontes de energia mais usadas no mundo, como, por exemplo, os combustíveis fósseis, as fontes

renováveis vem ganhando mais visibilidade no mercado. O Brasil se destaca nesse setor por possuir a maior matriz renovável do mundo, em que 41% da sua energia total é sustentável, segundo a Empresa de Pesquisa Enérgica (EPE) [6].

Entre as fontes renováveis presentes no país, a biomassa vem se destacando. A biomassa é todo produto de origem vegetal ou animal que é utilizado para produção de energia, como é o caso da cana-de-açúcar, que será a base de estudo do presente trabalho. A partir da cana é possível se obter o etanol e o bagaço, fontes de energia renováveis importantes para matriz brasileira. O Estado de Minas Gerais é destaque na produção de cana, possuindo 66 empreendimentos no setor, sendo 46 em operação [1].

A energia proveniente do bagaço cana de açúcar poderia representar uma alternativa para fontes poluidoras, acarretando na diminuição do efeito estufa e, além disso, poderia ser uma substituta para energia vinda de hidroelétricas nas épocas de estiagem, visto que a sua colheita é feita nestes períodos. Infelizmente, esta fonte ainda tem pouca representatividade no mercado de energia do Brasil, como nos Leilões de Energia e Mercado Livre de Energia.

A partir de pesquisas feitas com base em Leilões de Energia recentes e dados do Mercado Livre de Energia, este trabalho tem como objetivo analisar o espaço da energia proveniente da cana-de-açúcar no mercado brasileiro e como esta poderia contribuir para matriz elétrica do país.

2. METODOLOGIA

Neste trabalho, foram consultados trabalhos acadêmicos, documentos e dados de órgãos regulatórios e empresas do setor. Essa pesquisa possibilitou uma análise de dados para o estudo do potencial do setor sucroalcooleiro em Minas Gerais.

3. DESENVOLVIMENTO

3.1. Leilões de Energia

Como informado na página virtual do Ministério de Minas e Energia [2], um Leilão de Energia é um processo licitatório que tem como objetivo obter energia elétrica em um prazo, determinado pelo edital de cada leilão, seja pela construção de novas usinas de geração elétrica, linhas de transmissão até os centros consumidores ou mesmo a energia que é gerada em usinas já existentes. Os leilões de energia são de extrema importância para a sustentabilidade do setor elétrico brasileiro.

A chamada Energia de Reserva é uma energia adicional, contratada por meio de Leilões de Energia de Reserva (LER), que é destinada a aumentar a segurança no fornecimento de energia elétrica do SIN (Sistema Interligado Nacional). A contratação desta energia busca reduzir os riscos de desequilíbrio entre a oferta e demanda de energia elétrica.

Os leilões de fontes alternativas foram criados com o objetivo de incentivar a diversificação da matriz de energia elétrica, introduzindo fontes renováveis e ampliando a participação de energia eólica e da bioeletricidade. Os leilões de compra de energia elétrica proveniente de novos empreendimentos de

geração – leilões de energia nova - têm por objetivo o atendimento às necessidades de mercado das distribuidoras, mediante a venda de energia elétrica a ser gerada por novos empreendimentos.

Para o presente trabalho, foram analisados os resultados dos seguintes leilões: 8º Leilão de Energia de Reserva, realizado em 13/11/2015; 3º Leilão de Fontes Alternativas, 27/04/2015; e 22º Leilão de Energia Nova, 21/08/2015. Os dados foram obtidos na página da CCEE na internet – Câmara Comercialização de Energia Elétrica [3].

3.2. Mercado Livre de Energia

Outra alternativa para a venda da energia elétrica pelos usineiros, além dos leilões de energia de reserva, é para o mercado livre de energia. O mercado livre de energia elétrica, ou Ambiente de Contratação Livre (ACL), é um ambiente em que os consumidores podem escolher livremente seus fornecedores de energia, ou seja, o usineiro poderia negociar seu excedente de energia elétrica com alguma comercializadora, diretamente com o consumidor ou com a própria distribuidora [4].

A energia pode ser disponibilizada aos consumidores do mercado livre por agentes comercializadores, importadores, autoprodutores, geradores e até mesmo por cessão de excedentes com outros consumidores livres e especiais, desde que estejam cadastrados na CCEE.

Os consumidores podem comprar energia por meio de contratos de compra de energia incentivada e/ou convencional. Usinas hidrelétricas de grande porte e usinas termelétricas são as fontes mais comuns de energia convencional. De acordo com a regulamentação vigente, as fontes incentivadas são usinas eólicas, solares, a biomassa, hidráulica ou cogeração qualificada com potência inferior ou igual a 30.000 kW. A maioria das usinas sucroalcooleiras em Minas Gerais se enquadra nessa classificação de energia incentivada, visto que 35 das 46 usinas em operação no estado apresentam potência de geração menor ou igual a 30.000 kW [1]. Além disso, os consumidores que adquirem energia de fontes incentivadas têm direito à redução, entre 50% e 100%, nas tarifas de uso do sistema de distribuição e transmissão (Tusd e Tust), o que torna esse tipo de energia atrativa para os consumidores.

4. RESULTADOS

4.1. Leilões de Energia

No 8º Leilão de Energia de reserva foram vendidos um total de 89.045.028,00 MWh equivalente a um montante de R$ 22.171.906.213,92. Contudo, toda essa energia é proveniente apenas de fontes eólica e solar, sendo que a primeira apresenta uma parcela bem maior da energia comercializada.

No 3º leilão de Fontes alternativas 16.988.508,000 MWh foram contratados correspondendo a um montante de R$ 3.397.126.901,04. Destes valores 5.207.004,000 MWh são de energia eólica e 11.781.504,000 MWh são provenientes do bagaço da cana, objeto de estudo deste trabalho.

Por último, no 23º Leilão de Energia Nova foi contratado um montante de R$ 10.955.135.115,24 que equivale a 58.004.224,800 MWh e um investimento total de R$ 2.122.712.960,00 para os novos empreendimentos. Deste total, apenas 7.608.888,000 MWh representam a energia vinda da biomassa,

incluindo biogás, bagaço da cana e casca de arroz. Para o presente trabalho, os valores de interesse são aqueles contratados provenientes do bagaço da cana, que são 2.542.140,00 MWh representando uma receita fixa anual de R$ 28.639.199,40. Cabe ressaltar que nenhum empreendimento de Minas Gerais participou da comercialização de energia proveniente da biomassa neste leilão.

4.2. Mercado Livre de Energia

A projeção do preço da energia incentivada para 2016 pode ser visto na Fig. 1. Observa-se que o preço varia com a oferta e demanda do momento em que a projeção é feita. O preço chegou ao ápice de R$ 345,00/MWh em fevereiro de 2015 e o mínimo de R$ 100,00/MWh em março de 2016.

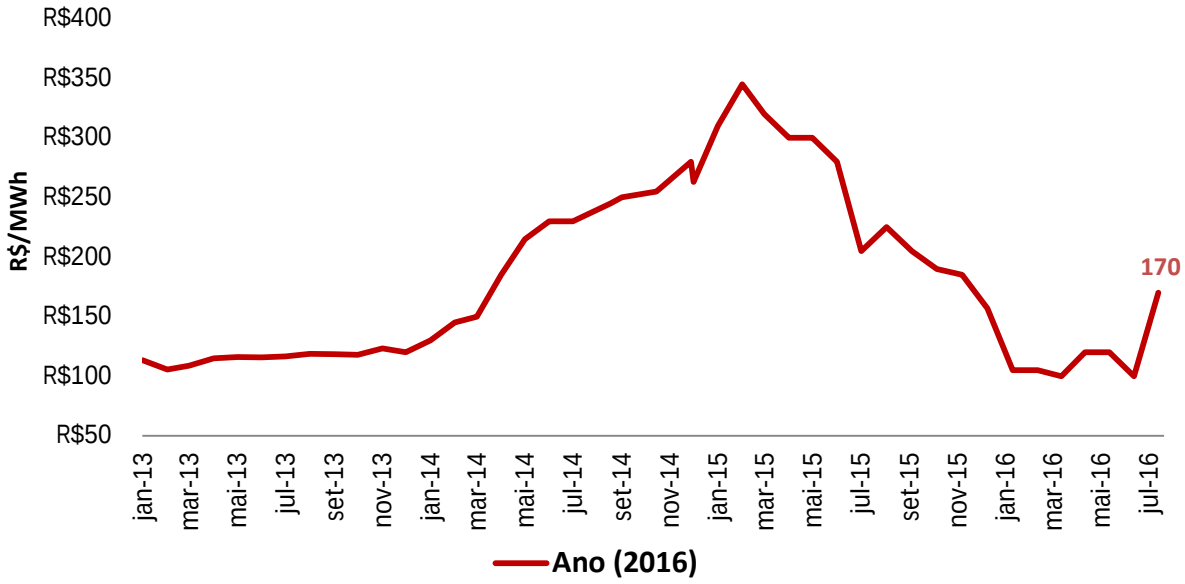


Fig.1. Evolução do Preço de Energia Incentivada 50% [5].

Calculando-se o valor médio da energia incentivada apenas com os valores de 2016, obtêm-se R$ 118,00/MWh [5]. Com base nesse valor, foi montada a Tab.1 para fazer uma breve simulação de faturamento dos usineiros com o que foi comercializado por eles na safra de 2008/2009 [1]. Vale ressaltar que apenas essas usinas foram escolhidas porque elas eram as únicas que já comercializavam energia nessa safra.

Tab. 1. Usinas de Minas Gerais que negociaram energia na safra de 2008/2009 [1].

Empreendimento	**Capacidade instalada de cogeração (MW)**	**Comércio de energia elétrica na safra de 2008/2009 MWh)**	**Simulação de Faturamento (R$)***
Biosev S/A	75,0	64.800	7.646.400,00
Destilaria Alvorada do Bebedouro S/A - Áçucar e Álcool	8,0	5.227	616.786,00
Laginha Agro-industrial S/A – Triácool	15,0	12.540	1.479.720,00
SADA Bioenergia e Agricultura Ltda.	30,0	21.432	2.528.976,00
Usina Delta S/A (Conceição das Alagoas)	59,0	155,9	18.396,20
Usina Delta S/A	30,0	72.148,2	8.513.487,60
Usina Monte Alegre	16,0	38.880	4.587.840,00

*Cotação do dólar no momento do cálculo: R$3,27 (19/09/2016)

Observando-se a Tab.1, conclui-se que o possível valor faturado pelos usineiros é considerável. Também é possível ver o potencial que Minas Gerais tem nesse ramo, tanto no número de usinas que ainda podem produzir energia, quanto no potencial de expansão das usinas até os 30.000 kW e, assim, conseguindo vender a energia com 50% na Tusd e Tust, se enquadrando como energia incentivada. Porém, não se pode limitar a usina a essa potência, tendo casos em que vale mais a pena para o usineiro ter uma usina maior e vender a energia como convencional.

5. CONCLUSÃO

A partir da análise dos dados coletados, pode-se concluir que a energia proveniente do bagaço de cana-de-açúcar tem um potencial para complementar a diversificação da matriz elétrica nacional. Havendo um grande espaço para o seu crescimento, tanto nos leilões de energia quanto no mercado livre energia, os usineiros terão um acréscimo em seus faturamentos com um produto que seria originalmente destinado para outros fins: o bagaço de cana. Porém, para que isso aconteça, seria necessário um investimento por parte deles para se ajustar ao mercado, sendo que ele seria pago com o tempo com a própria venda da energia.

AGRADECIMENTOS

Ao CNPq e ao Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG pelo suporte à pesquisa; à empresa Delta Energia por colaborar com o desenvolvimento deste trabalho.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Flausino, B. F. P. G. "Produção de energia elétrica a partir do aproveitamento do bagaço de cana-de-açúcar gerado no setor sucroalcooleiro de Minas Gerais", Tese em Ciências e Técnicas Nucleares, Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil (2015).

[2] Ministério de Minas e Energia. Disponível em: http://www.mme.gov.br/programas/leiloes_de_energia/menu/inicio.html. Acesso em Julho/2016

[3] CCEE – Câmara Comercialização de Energia. Disponível em: https://www.ccee.org.br/portal/faces/pages_publico/inicio?_afrLoop=615218948920246#%40%3F_afrLoop%3D615218948920246%26_adf.ctrl-state%3Dj6rt34kgi_45. Acesso em Julho/2016.

[4] Associação Brasileira dos Comercializadores de Energia (ABRACEEL), "Cartilha: mercado livre de energia elétrica – um guia básico para consumidores potencialmente livres e especiais", (2016).

[5] Delta Energia. Dados internos. Comunicação pessoal, (2016)

[6] BRASIL. Empresa de Pesquisa Energética. Balanço Energético Nacional 2016: Ano base 2015 / Empresa de Pesquisa Energética. – Rio de Janeiro: EPE, 2016.

Id.: EE-04

INSTALAÇÃO DE USINAS SOLARES FOTOVOLTAICAS NAS ÁREAS DE BARRAGENS DO MUNICÍPIO DE ITABIRA

Raoni Adão Salviano Jonusan, Ângela Fortini Macedo Ferreira, Ricardo Brant Pinheiro

Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG) – Departamento de Engenharia Nuclear, Av. Antônio Carlos, 6627 Campus UFMG, Escola de Engenharia, Bl 4, Pampulha – Belo Horizonte – MG
rjonusan@ufmg.br

Palavras-Chave: Barragens de rejeito; Mineração; Solar fotovoltaica; Itabira

RESUMO

As barragens de rejeito são estruturas permanentes construídas para o armazenamento do minério rejeitado durante os processos de beneficiamento. O município de Itabira abriga, atualmente, 26 barragens de rejeito. Após desativação destas barragens, as mesmas deverão passar por um processo de reabilitação ambiental. A grande área superficial das barragens, a proximidade com o município e redes de transmissão de energia elétrica, tornam estas barragens locais ideais para instalação de usinas solares fotovoltaicas. Este trabalho estimou o potencial de geração de energia por usinas solares nas áreas de barragens, assim como as possíveis receitas e custos.

1. INTRODUÇÃO

O município de Itabira, em Minas Gerais, é um dos principais municípios mineradores do Brasil. Das minas instaladas no município, foram exportadas 756,4 milhões de toneladas de minério de ferro no período entre janeiro de 1997 até julho de 2016, com um valor *Free on Board* (FOB) de US$ 31,7 bilhões (AliceWeb, 2016) [1]. Tal produção mineral gera uma grande quantidade de material estéril e de rejeitos. Os rejeitos da mineração de minério de ferro, consistem de frações finas do minério que não podem ser utilizadas e outros minerais sem valor econômico.

Os rejeitos são, muitas vezes, depositados em barragens de rejeito. Kerr e Ulrich (2011) definem as barragens como estruturas permanentes com uma vida útil infinita [2]. A legislação mineral Federal e do Estado de Minas Gerais deixam a responsabilidade da definição do uso futuro da área impactada para a empresa de mineração [3, 4].

Como alternativa aos métodos e destinações futuras tradicionais, Momayez *et al*. propuseram a instalação de usinas fotovoltaicas em áreas de barragens [5]. Características como superfície plana, inexistência de estruturas ou vegetação geradoras de sombra, e proximidade com linhas de transmissão de energia, tornam as barragens locais ideais para sistemas fotovoltaicos. Annavarapu *et al*. concluíram que os painéis solares não representam perigos à estabilidade da barragem [6].

2. METODOLOGIA

2.1 Escolha das Áreas

A escolha das barragens de rejeito, localizadas na cidade de Itabira (MG), candidatas a receberem as usinas fotovoltaicas foi realizada, primeiramente, com uma requisição à Fundação Estadual do Meio Ambiente (FEAM) da lista de barragens licenciadas do Estado de Minas Gerais [7]. Com base nesta lista, foram identificadas 28 barragens com a tipologia "mineração" na cidade de Itabira, sendo 26 de responsabilidade da empresa Vale S.A, antiga Companhia Vale do Rio Doce. Com o auxílio programas ArcCatalog™ e ArcMap™ [8] criou-se o banco de dados georreferenciados e vetorizaram-se as barragens. Das 28 barragens iniciais, 17 tiveram suas feições vetorizadas em razão das datas das imagens de satélite disponíveis. Com a vetorização das feições das barragens, foi possível então calcular a área de cada barragem.

2.2 Irradiação Solar

A irradiação solar para as áreas das barragens foi obtida através do banco de dados do projeto *Solar and Wind Energy Resource Assessment*[8] (SWERA) [9]. O SWERA é um projeto internacional gerenciado pelo Programa das Nações Unidas para o Meio Ambiente (PNUMA). O SWERA possibilita o download de dados de irradiação solar georreferenciados, os quais foram combinados com a área das barragens no programa ArcMap™.

2.3 Projeto do Sistema Fotovoltaico

A simulação das usinas foi realizada com auxílio do programa *System Advisor Model* (SAM), desenvolvido pelo *National Renewable Energy Laboratory* (NREL). Com a utilização do SAM é possível simular o desempenho de diferentes projetos de energia renovável [10]. O SAM possui bancos de dados com a caraterísticas dos diversos componentes utilizados em sistema fotovoltaicos, além de realizar o *download* dos dados do recurso solar do local.

Para este trabalho, foram selecionados módulos e inversores com características similares aos dos projetos vencedores do 1º Leilão de Energia Reserva de 2015 – 1º LER/2015 [11]. Assim como no 1º LER/2015, foram considerados dois tipos de sistemas: de estruturas fixas e de rastreamento com um eixo. Para os dois tipos de sistemas foram considerados, para a simulação, o mesmo tipo de módulo fotovoltaico e de inversor. A Tab.1 apresenta as principais características dos módulos e do inversor utilizados para a simulação.

[8] Avaliação dos Recursos de Energia Solar e Eólica.

Tab. 1. Características dos módulos e dos inversores [11].

Módulo fotovoltaico	
Área do módulo	1,96 m²
Potência Nominal	340,1 Wp
Eficiência	17,35%
Inversor	
Potência Nominal	1.110 kW
Eficiência	98,18%

2.4 Análise Econômica

A análise econômica levou em consideração, novamente, os preços e custos médios dos projetos vencedores do 1º LER/2015. A Tab.2 apresenta os parâmetros econômicos da análise.

Tab. 2. Parâmetros econômicos da análise [11, 12].

Parâmetros	**Estrutura Fixa**	**Rastreamento de 1 eixo**
Preço de venda da energia (R$/MWh)	297,75	
Custo total (R$/W)	3,57	4,16
Custos fixos de O&M(% do custo total)	0,8	1,6
TUSD (R$/kW mês)	2,48 ou 1,24	
TUST (R$/MWh)	10,80 ou 5,40	
Taxa nominal de desconto	6,50%	
Perda de eficiência do sistema	0,75%	
Período de análise	25 anos	

Umas das características dos sistemas solares fotovoltaicos é o alto investimento inicial e o baixo custo fixo de operação e manutenção (O&M). O custo total considera os custos totais do sistema: módulos, inversores, equipamentos auxiliares e outros custos envolvidos. Em razão de sua simplicidade, os sistemas de estrutura fixa apresentam custos menores do que os dos sistemas de rastreamento de 1 eixo. Os custos de O&M envolvidos foram os valores médios declarados pelos projetos vencedores da 1ª LER/2015.

Além dos custos de instalação e de O&M, foram considerados dois encargos setoriais do setor elétrico: Tarifa de Uso do Sistema de Distribuição (TUSD) e Tarifa de Uso do Sistema de Transmissão (TUST). Os valores utilizados na análise foram definidos por Silva (2015) [12]. A TUSD e a TUST estão sujeitas aos benefícios fiscais concedidos pela Resolução Normativa nº 481 da Agência Nacional de Energia Elétrica (ANEEL), caso a energia injetada do sistema de transmissão e distribuição seja menor ou igual a 30,00 MW, um desconto de 50% para a TUSD e para TUST, para instalações que entrem em operação comercial após 2018 [13]. A taxa nominal de desconto é de 6,5%, sendo essa a taxa real, descontada a inflação [14]. O período de análise é de 25 anos, sendo esta a vida útil média de um sistema fotovoltaico.

3. RESULTADOS

As barragens localizadas em Itabira estão localizadas em áreas cuja irradiação solar direta média é de, aproximadamente, 5,00 kWh/(m² x dia), conforme mostrado na Fig. 1.

As barragens foram identificadas e os dados das simulações realizadas com o auxílio do SAM estão apresentados na Tab. 3. As barragens apresentam uma área média de 862,3 mil m² e ocupam uma área total de 14,7 milhões de m². A maior barragem possui uma área de 4.302,3 mil m² e a menor 56,1 mil m². Os sistemas que utilizam rastreamento com um eixo geram, em média, 37,5%, mais energia anualmente do que os sistemas que utilizam uma estrutura fixa.

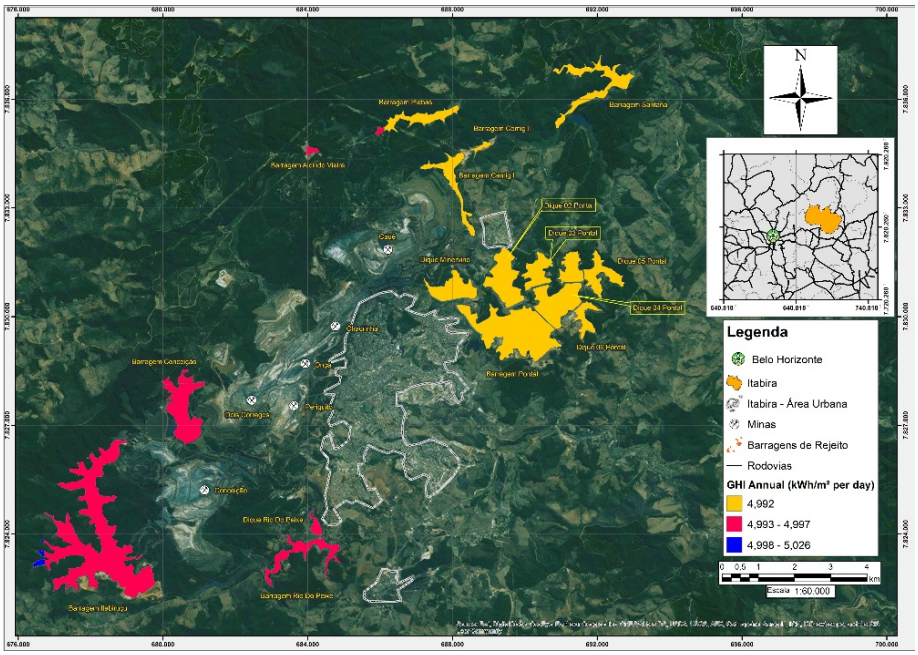


Fig. 2. Localização das barragens e irradiação solar anual para a cidade de Itabira. Elaboração própria.

Tab.3. Identificação das barragens e dados das simulações. Elaboração própria

Id.	Área (m²)	Nome	Empreendedor	Potência C.C. (kW)	Potência C.A. (kW)	Nº de Modulos	Nº de Inversores	Energia Gerada (1º ano) kWh - Fixo	Energia Gerada (1º ano) kWh - 1 Eixo
1	4.302.334,40	Barragem Itabiruçu	Vale S.A.	746.539	678.210	2.195.057	611	956.095.936	1.318.087.296
2	113.580,54	Dique Rio Do Peixe		19.704	17.760	57.936	16	25.656.908	35.325.164
3	607.252,03	Barragem Rio Do Peixe		105.366	95.460	309.808	86	137.195.616	188.896.256
4	1.150.453,41	Barragem Conceição		199.625	180.930	586.959	163	258.975.648	356.830.848
5	633.412,31	Dique Minervino		109.904	99.900	323.153	90	143.860.720	197.480.848
6	2.292.238,29	Barragem Pontal		397.746	361.860	1.169.498	326	522.796.128	717.671.168
7	936.723,07	Dique 02 Pontal		162.535	147.630	477.904	133	212.535.408	291.905.120
8	462.406,84	Dique 03 Pontal		80.233	73.260	235.909	66	104.912.376	144.092.144
9	989.672,68	Dique 04 Pontal		171.722	156.510	504.917	141	225.709.584	309.844.832
10	293.401,12	Dique 06 Pontal		50.908	46.620	149.685	42	66.911.484	91.853.968
11	407.603,86	Dique 05 Pontal		70.722	64.380	207.944	58	92.476.944	127.012.144
12	512.902,01	Dique 05 Pontal		88.998	81.030	261.681	73	116.374.816	159.834.640
13	56.123,79	Barragem Alcindo Vieira		9.736	8.880	28.628	8	12.777.316	17.505.700
14	541.821,13	Barragem Cemig I		94.016	85.470	276.437	77	123.063.704	168.932.352
15	63.111,27	Barragem Cemig II		10.951	9.990	32.198	9	14.333.660	19.676.242
16	498.041,26	Barragem Piabas		86.419	78.810	254.099	71	113.118.008	155.280.384
17	808.334,39	Barragem Santana		140.258	127.650	412.403	115	184.855.808	253.742.112

A Tab. 4 apresenta os resultados da análise econômica para os sistemas de estrutura fixa e de rastreamento com um eixo, respectivamente. A análise econômica foi realizada com o auxílio de um fluxo de caixa simulado, para avaliar a rentabilidade dos projetos. Como critérios de avaliação, foram utilizados os três parâmetros: Valor Presente Líquido (VPL), Taxa Interna de Retorno (TIR) e *Payback* (PB). Excluindo-se o VPL, todos os projetos apresentam resultados similares. Para os projetos de estrutura fixa, a TIR e PB médios foram de 8,65% e 10 anos, respectivamente. Para os projetos com rastreamento com um eixo, a TIR e PB médios foram de 9,96% e 9 anos, respectivamente. Analisando-se o VPL, a TIR e o PB dos projetos, é possível afirmar que todos os projetos são rentáveis e atrativos. É importante ressaltar que não foram considerados impostos ou encargos Federais e Estaduais, como o imposto de renda para pessoa jurídica, PIS, COFINS ou ICMS.

Tab. 4. Resultado da análise econômica. Elaboração própria.

Estrutura Fixa										
Id.	**Potência C.A. (kW)**	**Energia Gerada no 1º ano (kWh)**	**Receita total em milhões**	**Investimento Inicial em milhões**	**Custos fixos de O&M em milhões**	**TUSD e TUST em milhões**	**Custos Total em milhões**	**VPL em milhões**	**TIR**	**Payback (anos)**
1	678.210	956.095.936	R$ 6.112,39	R$ 2.666,64	R$ 499,54	R$ 276,72	R$ 3.442,89	R$ 2.669,50	8,32%	10
2	17.760	25.656.908	R$ 164,03	R$ 70,38	R$ 13,18	R$ 7,34	R$ 90,91	R$ 73,12	8,59%	10
3	95.460	137.195.616	R$ 877,10	R$ 376,37	R$ 70,50	R$ 39,25	R$ 486,12	R$ 390,98	8,59%	10
4	180.930	258.975.648	R$ 1.655,65	R$ 713,06	R$ 133,58	R$ 74,28	R$ 920,91	R$ 734,74	8,53%	10
5	99.900	143.860.720	R$ 919,71	R$ 392,58	R$ 73,54	R$ 41,00	R$ 507,12	R$ 412,59	8,67%	10
6	361.860	522.796.128	R$ 3.342,27	R$ 1.420,75	R$ 266,15	R$ 148,58	R$ 1.835,47	R$ 1.506,80	8,74%	10
7	147.630	212.535.408	R$ 1.358,75	R$ 580,58	R$ 108,76	R$ 60,62	R$ 749,95	R$ 608,80	8,66%	10
8	73.260	104.912.376	R$ 670,71	R$ 286,59	R$ 53,69	R$ 29,92	R$ 370,20	R$ 300,51	8,66%	10
9	156.510	225.709.584	R$ 1.442,98	R$ 613,39	R$ 114,91	R$ 64,15	R$ 792,44	R$ 650,53	8,74%	10
10	46.620	66.911.484	R$ 427,77	R$ 181,84	R$ 34,06	R$ 19,02	R$ 234,92	R$ 192,85	8,74%	10
11	64.380	92.476.944	R$ 591,21	R$ 252,62	R$ 47,32	R$ 26,38	R$ 326,32	R$ 264,89	8,66%	10
12	81.030	116.374.816	R$ 743,99	R$ 317,90	R$ 59,55	R$ 33,19	R$ 410,64	R$ 333,35	8,66%	10
13	8.880	12.777.316	R$ 81,69	R$ 34,78	R$ 6,51	R$ 3,64	R$ 44,93	R$ 36,76	8,72%	10
14	85.470	123.063.704	R$ 786,76	R$ 335,83	R$ 62,91	R$ 35,08	R$ 433,81	R$ 352,94	8,67%	10
15	9.990	14.333.660	R$ 91,64	R$ 39,12	R$ 7,33	R$ 4,09	R$ 50,53	R$ 41,11	8,67%	10
16	78.810	113.118.008	R$ 723,17	R$ 308,69	R$ 57,83	R$ 32,24	R$ 398,76	R$ 324,42	8,67%	10
17	127.650	184.855.808	R$ 1.181,80	R$ 501,00	R$ 93,85	R$ 52,44	R$ 647,29	R$ 534,51	8,78%	10
Rastreamento de 1 Eixo										
Id.	**Potência C.A. (kW)**	**Energia Gerada no 1º ano (kWh)**	**Receita total em milhões**	**Investimento Inicial em milhões**	**Custos fixos de O&M em milhões**	**TUSD e TUST em milhões**	**Custos Total em milhões**	**VPL em milhões**	**TIR**	**Payback (anos)**
1	678.210	1.318.087.296	R$ 8.426,63	R$ 3.105,60	R$ 1.163,54	R$ 412,94	R$ 4.682,08	R$ 3.744,55	9,65%	10
2	17.760	35.325.164	R$ 225,84	R$ 81,97	R$ 30,71	R$ 10,96	R$ 123,64	R$ 102,20	9,93%	9
3	95.460	188.896.256	R$ 1.207,63	R$ 438,32	R$ 164,22	R$ 58,61	R$ 661,16	R$ 546,47	9,92%	9
4	180.930	356.830.848	R$ 2.281,25	R$ 830,44	R$ 311,13	R$ 110,93	R$ 1.252,50	R$ 1.028,75	9,87%	9
5	99.900	197.480.848	R$ 1.262,51	R$ 457,20	R$ 171,29	R$ 61,19	R$ 689,69	R$ 572,82	9,97%	9
6	361.860	717.671.168	R$ 4.588,12	R$ 1.654,62	R$ 619,92	R$ 221,80	R$ 2.496,34	R$ 2.091,78	10,04%	9
7	147.630	291.905.120	R$ 1.866,17	R$ 676,15	R$ 253,32	R$ 90,48	R$ 1.019,95	R$ 846,22	9,96%	9
8	73.260	144.092.144	R$ 921,19	R$ 333,77	R$ 125,05	R$ 44,66	R$ 503,48	R$ 417,71	9,96%	9
9	156.510	309.844.832	R$ 1.980,86	R$ 714,36	R$ 267,64	R$ 95,76	R$ 1.077,77	R$ 903,10	10,04%	9
10	46.620	91.853.968	R$ 587,23	R$ 211,78	R$ 79,34	R$ 28,39	R$ 319,51	R$ 267,72	10,04%	9
11	64.380	127.012.144	R$ 812,00	R$ 294,20	R$ 110,23	R$ 39,37	R$ 443,80	R$ 368,20	9,96%	9
12	81.030	159.834.640	R$ 1.021,83	R$ 370,23	R$ 138,71	R$ 49,54	R$ 558,48	R$ 463,35	9,96%	9
13	8.880	17.505.700	R$ 111,92	R$ 40,50	R$ 15,17	R$ 5,42	R$ 61,10	R$ 50,81	9,98%	9
14	85.470	168.932.352	R$ 1.080,00	R$ 391,11	R$ 146,53	R$ 52,35	R$ 589,98	R$ 490,01	9,97%	9
15	9.990	19.676.242	R$ 125,79	R$ 45,55	R$ 17,07	R$ 6,10	R$ 68,72	R$ 57,07	9,97%	9
16	78.810	155.280.384	R$ 992,72	R$ 359,50	R$ 134,69	R$ 48,12	R$ 542,31	R$ 450,41	9,97%	9
17	127.650	253.742.112	R$ 1.622,19	R$ 583,47	R$ 218,60	R$ 78,29	R$ 880,37	R$ 741,82	10,09%	9

4. CONCLUSÃO

As empresas de mineração têm como dever promover a reabilitação das áreas degradadas decorrente do processo produtivo. Sánchez (2001) define o processo de reabilitação como "... o conjunto de ações que visam a tornar a área apta para algum uso produtivo, não necessariamente idêntico ao que antecedeu a atividade de mineração" [15]. Neste âmbito, a utilização das barragens, caso as condições geomecânicas do barramento permitam, é uma alternativa a ser considerada. Como demonstrado neste trabalho, as barragens apresentam grandes áreas planas e livre de estruturas que causem o sombreamento dos módulos fotovoltaicos. A energia produzida por estas possíveis usinas poderia suprir parte da demanda de energia elétrica de uma empresa de mineração. No caso especifico de Itabira, caso todas as barragens fossem utilizadas para este fim, a usina de beneficiamento de minério de ferro, teria grande parte de sua demanda atendida, durante o dia, e o restante da energia poderia ser vendido pela empresa. A instalação de usinas solares seria, ainda, uma nova fonte de emprego e renda para a população local, durante a etapa de construção e de operação das usinas.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem à CAPES, CNPq e à FAPEMIG pelo apoio financeiro. Mapas ao longo deste trabalho foram criados usando o *software* ArcGIS® pela Esri. ArcGIS®, ArcCatalog™ e ArcMap™ são de propriedade intelectual da Esri e são usados aqui sob licença. Copyright © Esri. Todos os direitos reservados. Para obter mais informações sobre o software de Esri®, por favor visite www.esri.com.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] http://aliceweb.mdic.gov.br/

[2] T. Kerr e B. Ulrich, "Tailing Impoundments And Dams". In: Darling, P. (Ed.). Mining Engineering Handbook. 3rd. United States Of America: Society For Mining, Mettalurgy, And Exploration, Inc., 2011. Cap. 8.10, Isbn 978-0-87335-264-2.

[3] Brasil. Portaria Nº 237 De 18 De Outubro De 2001. "Institui Normas Reguladoras Da Mineração". Dnpm - Departamento Nacional De Produção Mineral. Brasília, Df. Disponível em: http://www.dnpm.br/sla.

[4] Minas Gerais. "Deliberação Normativa Copam Nº 127, De 27 De Novembro De 2008. "Estabelece Diretrizes E Procedimentos Para Avaliação Ambiental Da Fase De Fechamento De Mina". Disponível em: http://www.siam.mg.gov.br/sla/download.pdf?idnorma=8732.

[5] M. Momayez et al., "Use Of Tailing Ponds As Solar Photovoltaic Farms". In: Barnhisel, R. I., 2009 National Meeting Of The American Society Of Mining And Reclamation, 2009. Billings, Mt. American Society Of Mining And Reclamation, May 30 – June 5, 2009.

[6] S. Annavarapu et al. "Geotechnical Considerations For Solar Panel Installation On Mine Tailing". In: Barnhisel, R. I., 2009 National Meeting Of The American Society Of Mining And Reclamation, 2009. Billings, Mt. American Society Of Mining And Reclamation, May 30 – June 5, 2009.

[7] Fundação Estadual Do Meio Ambiente - Feam. Gerência De Resíduos Sólidos Industriais E Da Mineração. Barragens Feam 2016 [Mensagem Pessoal]. Mensagem Recebida Por rjonusan@gmail.com > Em 10 Mar. 2016

[8] http://www.esri.com

[9] http://en.openei.org/wiki/SWERA/About

[10] J. Freeman, et al., (2014). "Validation of Multiple Tools for Flat Plate Photovoltaic Modeling Against Measured Data". National Renewable Energy Laboratory, NREL/TP-6A20-61497.

[11] http://www.epe.gov.br/leiloes/Documents/Leil%C3%A3o%20de%20Reserva%20(2015)/NT_EPE-DEE-NT-023_2016-r0_completo.pdf

[12] G. T. M. M. da Silva. "Dimensionamento E Análise de Viabilidade Econômica De Usina Fotovoltaica Em Nova Iguaçu – Rj". 2015. 165 p. Monograph (Electrical Engineer) – Escola Politécnica, Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro. 2015

[13] http://www2.aneel.gov.br/cedoc/ren2012481.pdf

[14] M. Mitscher E R. Rüther. "Economic performance and policies for grid-connected residential solar photovoltaic systems in Brazil". Energy Policy, v. 49, p. 688-694, 2012.

[15] L. E. Sánchez. "Desengenharia: O Passivo Ambiental na Desativação de Empreendimentos Industriais". São Paulo: Edusp, 2001. 256

Id.: EE-05

AVALIAÇÃO DO USO DO CARVÃO VEGETAL NA PRODUÇÃO DE FERRO GUSA NO SETOR INDEPENDENTE DE MINAS GERAIS PARA MITIGAÇÃO DE GÁS DE EFEITO ESTUFA

Rafaela Teixeira Reis[1], Auxiliadora Maria Moura Santi[1]

[1]Escola de Minas - Universidade Federal de Ouro Preto
auxiliadora@em.ufop.br

RESUMO

As usinas siderúrgicas constituem um dos grandes setores da indústria brasileira, sendo o Estado de Minas Gerais o maior produtor de ferro gusa em usinas não integradas a carvão vegetal do país. A fabricação de ferro gusa pode ser realizada por meio de duas rotas tecnológicas, cuja principal diferença está no termorredutor empregado no processo de redução do minério de ferro: coque de carvão ou carvão vegetal. Embora o carvão tenha deslocado o carvão vegetal como agente redutor na siderurgia, em todo o mundo, o uso do carvão vegetal para a fabricação de ferro gusa prevaleceu no Brasil e se concentrou em Minas Gerais. Por conta dessa peculiar e importante situação, quando analisada frente questões relacionadas às mudanças climáticas, propôs-se avaliar qual seria a contribuição do Setor de Siderurgia Não Integrada a Carvão Vegetal de Minas Gerais para a mitigação da emissão de dióxido de carbono, quando comparada com a mesma produção de ferro gusa com emprego de coque de carvão. Para isso, foram elaborados balanços de CO_2 para as siderúrgicas não integradas a carvão vegetal, com base no coeficiente de fixação de CO_2 do ciclo de produção de ferro gusa utilizando carvão vegetal e a produção média anual do setor, no período 2011 a 2015. A redução média da emissão de CO_2 para o conjunto das siderúrgicas totalizou 53,577 Mt/ano, valor que corresponde à contribuição do Setor Siderúrgico Não Integrado a Carvão Vegetal de Minas Gerais para a mitigação da emissão desse gás de efeito estufa.

Palavras-chave: Siderurgia, Carvão vegetal, Mudanças climáticas

1. INTRODUÇÃO

A Siderurgia Não Integrada a Carvão Vegetal[9]de Minas Gerais constitui importante setor da economia estadual. Em 2015, estavam em operação 58 siderúrgicas, com capacidade instalada de produção de ferro gusa de 7.340.400 toneladas anuais [1].

A fabricação de ferro gusa pode ser realizada por meio de duas rotas tecnológicas, cuja principal diferença está no tipo de termorredutor empregado no processo de redução do minério de ferro nos altos fornos: coque de carvão mineral ou carvão vegetal, sendo que a escolha de um ou outro não modifica os fundamentos físico-químicos do processo de redução.

As matérias-primas empregadas na fabricação de ferro gusa são o minério de ferro (hematita), além dos fundentes (quartzo, calcário e dolomita) e sucata.

O alto forno é o principal equipamento do processo. O minério de ferro, o coque ou carvão vegetal e os fundentes são alimentados na parte superior do equipamento, em proporções adequadas. No interior do alto forno há duas correntes de materiais: uma descendente, que corresponde à carga sólida, e outra gasosa ascendente, que é formada pelos produtos da reação do carbono do termorredutor com o oxigênio

[9] Os altos índices de insolação, a disponibilidade de áreas para plantio e água abundante, que são fatores essenciais para o rápido desenvolvimento das espécies vegetais, somados às extensas reservas de minério de ferro, têm viabilizado a manutenção da siderurgia carvão vegetal até os dias de hoje.

introduzido pelas ventaneiras. A redução do minério de ferro ocorre na medida em que a carga sólida vai descendo no interior do alto forno, em contato o fluxo ascendente de gases. O monóxido de carbono é o agente redutor. As principais reações que ocorrem no processo são:

$$C_{(s)} + 1/2\ O_{2(g)} \rightarrow CO_{(g)}$$
$$C_{(s)} + CO_{2(g)} \rightarrow 2CO_{(g)}$$
$$Fe_2O_{3(s)} + 3CO \rightarrow 2Fe_{(liq)} + 2CO_{2(g)}$$

O produto final é constituído de 94% de ferro, 4% de carbono e traços de outros elementos, tais como silício, manganês, fósforo e enxofre. A energia necessária à fusão do ferro é proveniente da queima contínua do coque ou carvão vegetal, promovendo o gotejamento do metal fundido no cadinho que se encontra na parte inferior do alto forno. O ferro gusa líquido é vazado através de abertura feita no cadinho e escoa pelo canal de corrida, sendo coletado em um carro torpedo ou em panela ou vazado em lingoteiras. A escória é formada pela ganga do minério de ferro (SiO_2, Al_2O_3), pelos fundentes (CaO, MgO) e pelas cinzas do coque.

O consumo específico de carvão vegetal depende da qualidade do insumo energético. Pesquisa realizada por Malard [2] para as indústrias siderúrgicas não integradas mineiras mostrou que os valores desse parâmetro variaram de 2,2 mdc/t gusa[10] até 3,5 mdc/t gusa, com valor médio de 2,74 mdc/t gusa.

Quando se analisa as duas rotas tecnológicas em relação à emissão de gases de efeito estufa, conclui-se que o emprego de carvão vegetal confere vantagens em termos do balanço de CO_2 ao processo siderúrgico, em vista de ser ele derivado da biomassa, ou seja, é um processo que "*remove da atmosfera o carbono necessário para a redução do minério de ferro, liberando oxigênio de volta para a atmosfera*" [3]. A rota biomassa/carvão vegetal recicla, durante o crescimento da floresta, todo o CO_2 emitido no ciclo industrial, sendo a "'*única opção capaz de reduzir* [esse] *impacto da produção de ferro no meio ambiente*" [4].

A produção de ferro gusa pela rota do carvão vegetal é considerada a de menor impacto ambiental, pois, além de reciclar na floresta todo o CO_2 emitido no ciclo produtivo, regenera o oxigênio atmosférico durante o ciclo de produção da madeira utilizada na fabricação do carvão vegetal. Além disso, esta rota é praticamente isenta de enxofre em seus componentes, evitando as emissões de SO_2, composto formador da chuva ácida [3,4].

O objetivo do trabalho foi avaliar a contribuição do Setor de Siderurgia Não Integrada a Carvão Vegetal do Estado de Minas Gerais para a mitigação da emissão de dióxido de carbono, em consonância com o que prescreve a Política Nacional sobre Mudança do Clima para o setor siderúrgico [5].

2. METODOLOGIA

Para a realização dos balanços de massa de CO_2, tomou-se como referência os coeficientes de fixação de CO_2 para o ciclo de produção de ferro gusa pela rota tecnológica do carvão vegetal apresentados por Sampaio [3], os quais foram determinados com base na fixação do CO_2 atmosférico durante o crescimento de florestas plantadas de eucalipto (estoque florestal) e nas quantidades de CO_2 emitidas para a atmosfera durante o processo de carbonização e o processo siderúrgico (ciclo de produção):

(a) na rota tecnológica do carvão vegetal, para cada tonelada de ferro gusa produzido, são fixadas 0,160 t CO_2 no ciclo de produção global (madeira cortada, carbonização e redução); 19,415 t CO_2 no

[10] mdc: metro cúbico de carvão vegetal

estoque florestal, e consumida 0,08 t O_2 no ciclo de produção. São emitidas 2,582 t CO_2 no ciclo de produção. Como a biomassa apresenta teores de enxofre muito pequenos, a emissão de SO_2 no ciclo de produção é insignificante;

(b) na rota tecnológica do coque, para cada tonelada de ferro gusa produzido, são emitidas 1,955 t CO_2 e 0,095 t SO_2 e consumidas 1,376 t O_2 no ciclo de produção (coqueamento e redução).

Para desenvolver o balanço global de CO_2 para as indústrias siderúrgicas, foi necessário fazer algumas considerações, tendo em vista que as instalações não têm a mesma idade, utilizam carvão vegetal de procedências diversas, inclusive de origem de floresta nativa[11], e operam com diferentes padrões de desempenho. Além disso, o nível de produção não é constante, sofrendo grande influência das oscilações do mercado internacional. Considerou-se, então, que o desempenho das instalações industriais é o mesmo, independentemente da idade dos equipamentos e dos procedimentos operacionais adotados, e que todas elas utilizam carvão vegetal de floresta plantada no processo de redução do minério de ferro.

A capacidade instalada e a produção média anual do conjunto das siderúrgicas instaladas em Minas Gerais, em 2015, estão apresentadas na Tabela 1. A maior parte das siderúrgicas concentra-se nos municípios de Sete Lagoas (22 siderúrgicas) e de Divinópolis (8 siderúrgicas). A produção de ferro gusa, em 2015, totalizou 2,562 Mt [1], correspondendo a 35% da capacidade instalada do setor em Minas Gerais.

Tab. 1. Perfil do Setor Siderúrgico Independente de Minas Gerais (2015).

Região	**Municípios**	**Usinas**	**Capacidade Instalada (t/mês)**
Noroeste	Sete Lagoas, Matozinhos, Curvelo, Pedro Leopoldo, Prudente de Morais	27	345.000
Oeste	Divinópolis, Itaúna, Pará de Minas, Bom Despacho, São Gonçalo do Pará, Conceição do Pará, Carmo da Mata, Carmo do Cajuru, Nova Serrana, Lagoa da Prata, Pintangui, Maravilhas	24	195.200
RMBH	Betim	1	35.000
Outras	Alfredo Vasconcelos, Itabira, Itabirito, Governador Valadares, Conselheiro Lafaiete	4	36.500

Fonte: SINDIFER [1]

[11] A Lei Estadual (MG) nº 18.365/2009 fixou a redução progressiva do consumo legal de produtos originados de vegetação nativa, estabelecendo que o consumo e carvão vegetal de matas nativas não deverá ser maior do que 5%, a partir de 2018. A lei previu cronograma de redução do consumo de produtos originados da vegetação nativa, sendo que, de 2014 a 2017, o máximo permitido é 10%. Não foram encontrados dados recentes relacionados ao consumo de carvão vegetal de mata nativa e de reflorestamento, nos anuários da Associação Mineira de Silvicultura e do Sindicato da Indústria do Ferro no Estado de Minas Gerais, inferindo-se, com base no consumo histórico de carvão vegetal de mata nativa pelo Setor Siderúrgico Não Integrado, que a meta estabelecida pela legislação ainda não foi atingida.

2.1. Balanço de CO_2 para a rota tecnológica via carvão vegetal

O volume anual médio de carvão vegetal consumido pelas siderúrgicas, $\mathbf{V}_{(CV)}$, foi calculado a partir da produção anual média de ferro gusa, referente ao período 2011 a 2015, $\mathbf{P}_{(gusa)}$ = 2,828 Mt, e do valor médio do consumo específico de carvão vegetal apresentado por Malard [2], $\mathbf{C}_{(CV)}$ = 2,68 mdc/t gusa:

$$\mathbf{V}_{(CV)} = \mathbf{P}_{(gusa)} \times \mathbf{C}_{(CV)}$$

onde: $\mathbf{V}_{(CV)}$ = volume anual médio de carvão vegetal consumido [mdc]
$\mathbf{P}_{(gusa)}$ = produção anual média de ferro gusa [t]
$\mathbf{C}_{(CV)}$ = consumo específico médio de carvão vegetal [mdc/tgusa]

A massa anual média de carvão vegetal consumido foi calculada com base no valor da massa específica para o carvão vegetal informado no Balanço Energético Nacional [6], $\boldsymbol{\rho}$ = 250 kg/m^3.

A massa total de CO_2 fixado foi calculada a partir dos coeficientes indicados por Sampaio [3] para a rota tecnológica do carvão vegetal [$\delta(\mathbf{p})$ = 0,160 t CO_2 fixado no ciclo de produção global (madeira colhida, carbonização e redução) e δ (**f**) = 19,415 t CO_2 fixado no estoque florestal] e da produção anual média $\mathbf{P}_{(gusa)}$ de ferro gusa pelas siderúrgicas não integradas a carvão vegetal, para o período de 2011 a 2015:

$$\mathbf{M}_{(CO_2)} = [\ \delta\ (\mathbf{p}) + \ \delta\ (\mathbf{f})].\mathbf{P}_{(gusa)}$$

onde: $\mathbf{M}_{(CO_2)}$ = massa total de CO_2 fixado [t]
δ (**p**) = coeficiente de fixação de CO_2 no ciclo de produção global [t CO_2/tgusa]
δ (**f**) = coeficiente de fixação de CO_2 no estoque florestal [t CO_2/tgusa]
$\mathbf{P}_{(gusa)}$ = produção anual média de ferro gusa [t]

2.2. Balanço de CO_2 para a rota via coque de carvão mineral

Para se fazer uma comparação entre as duas rotas tecnológicas, foi realizado um balanço de massa para o CO_2, tomando como base a mesma produção anual média de ferro gusa das siderúrgicas a carvão vegetal, para o período 2011 a 2015, e o coeficiente de emissão de CO_2 para as siderúrgicas que operam a coque, indicado por Sampaio [3] [$\mathbf{F}_{(Coque)}$ = 1,955 t CO_2/ t gusa]. A equação utilizada foi a seguinte:

$$\mathbf{M}_{(CO_2)} = \mathbf{P}_{(gusa)} \times \mathbf{F}_{(Coque)}$$

onde: $\mathbf{P}_{(gusa)}$ = produção anual de ferro gusa [t]
$\mathbf{F}_{(Coque)}$ = fator de emissão de CO_2 para o processo produtivo [t CO_2/tgusa]

3. RESULTADOS

O volume total médio de carvão vegetal consumido na fabricação de ferro gusa nas siderúrgicas não integradas de Minas Gerais, no período 2011 a 2015, foi de $\mathbf{V}_{(CV)}$ = 7.577.841 mdc/ano e a massa de carvão vegetal correspondente igual a $\mathbf{M}_{(CV)}$ = 1,894 Mt/ano.

A partir do balanço de CO_2 para a rota tecnológica a carvão vegetal obteve-se os seguintes resultados: 7,300 Mt CO_2/ano foram emitidas para a atmosfera no ciclo produtivo (carbonização e redução); 0,452 Mt CO_2/ano foram fixadas no ciclo de produção global (madeira colhida, carbonização e redução) e 54,897 Mt CO_2/ano foram fixadas no estoque florestal.

Na contabilização total, 48,049 Mt CO_2/ano foram retiradas da atmosfera no ciclo produção de ferro gusa pela rota tecnológica do carvão vegetal, já descontada a massa de CO_2 emitida no ciclo produtivo (carbonização e redução).

A partir do balanço global de CO_2 para a rota tecnológica obteve-se o seguinte resultado: 5,528 Mt CO_2/ano foram emitidas pelo ciclo produtivo (coqueificação e redução).

A soma da massa anual de CO_2 que foi retirada da atmosfera pelo ciclo de produção de ferro gusa pela rota tecnológica do carvão vegetal e da massa anual de CO_2 que foi emitida na produção de gusa pela rota do coque de carvão mineral corresponde à contribuição do Setor Siderúrgico Não Integrado a Carvão Vegetal de Minas Gerais para a redução do dióxido de carbono atmosférico: 53,577 Mt CO_2/ano.

4. CONCLUSÃO

As discussões atuais sobre a intensificação do efeito estufa e das mudanças climáticas têm conferido às fontes renováveis de energia uma importância vital, sendo, nesse sentido, que o emprego de carvão vegetal como termorredutor torna-se uma alternativa particularmente importante para a indústria siderúrgica brasileira.

Os resultados do trabalho mostram que o emprego do carvão vegetal na redução do minério de ferro contribui para a mitigação da concentração de dióxido de carbono na atmosfera, em razão da realização do processo de fotossíntese durante o desenvolvimento da floresta.

A grande capacidade de fixação de CO_2 e de regeneração do O_2 torna a siderurgia a carvão vegetal uma opção mais vantajosa do que a siderurgia a coque de carvão mineral, quando comparadas no cenário particular das mudanças climáticas. O balanço de CO_2 para a siderurgia a coque e a siderurgia que utiliza carvão vegetal oriundo de florestas plantadas mostra que o resultado para essa última é significativamente melhor em termos de emissões desse gás de efeito estufa, proporcionando um ganho ambiental.

Além disso, o emprego do carvão vegetal confere qualidade superior ao ferro gusa produzido, em vista do seu reduzido teor de enxofre, o que, indiretamente, contribui para a redução das emissões de SO_2 e a ocorrência de chuvas ácidas.

A siderurgia não integrada a carvão vegetal de Minas Gerais, considerando o ciclo produtivo global, contribui para reduzir a concentração de dióxido de carbono na atmosfera, o mais importante gás de efeito estufa, em valores médios de 53,577 Mt/ano.

O emprego de carvão vegetal como termorredutor torna a siderurgia a carvão vegetal uma opção atrativa frente à questão das mudanças climáticas e atende às premissas da Política Nacional sobre Mudança do Clima.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] Sindicato da Indústria do Ferro no Estado de Minas Gerais [SINDIFER], Anuário 2015. Disponível em <http://www.sindifer.com.br>, Acesso em 24 jun 2016.

[2] Malard, A.A.M. “Avaliação ambiental do Setor de Siderurgia Não Integrada a Carvão Vegetal do Estado de Minas Gerais”, Dissertação (Mestrado), Programa de Pós-Graduação em Sustentabilidade Socioeconômica e Ambiental da Universidade Federal de Ouro Preto, Brasil (2009).

[3] Sampaio, R.S. “Produção de metais com biomassa plantada”. In: Biomassa - Energia dos trópicos em Minas Gerais, Marcello Guimarães Mello (org). Belo Horizonte: LabMidia/FAFICH (2001).

[4] Sampaio, R.S. "Biomass as the Cleanest Source of Energy and Reducing Agent in Metal Production – The Use of Eucalypt Trees in Pig Iron Production". Rev. Biomassa & Energia, Vol.1, N.2, pp 145-155 (2004).

[5] BRASIL. Lei Federal nº 12.187, de 29 de dezembro de 2009. Institui a Política Nacional sobre Mudança do Clima e dá outras providências.

[6] Empresa de Pesquisa Energética (Brasil). "Balanço Energético Nacional 2015: Ano base 2014”/Empresa de Pesquisa Energética. Rio de Janeiro:EPE, 2015.. “Balanço Energético Nacional [BEN].

Id.: EE-06

SIMULAÇÃO DA POTÊNCIA DE TURBINAS EÓLICAS DE EIXO HORIZONTAL

Ana Luiza Zaroni Consentino[1], Auxiliadora Maria Moura Santi[1]

[1]Escola de Minas, Universidade Federal de Ouro Preto
auxiliadora@em.ufop.br

Palavras-Chave: Energia Eólica, Energia Renovável, Eficiência Energética

RESUMO

Na atualidade, a energia eólica apresenta-se como uma das alternativas mais importantes para a geração de eletricidade, devido ao seu caráter renovável e à sua contribuição para mitigação da emissão de gases de efeito estufa, uma das bases do Acordo de Paris. Tais fatores têm contribuído para o aumento da geração eólica em diversos países e também no Brasil, onde já foram implantadas 398 usinas eólicas, com capacidade instalada de 9,96 GW, os quais correspondem, em média, a 4% da eletricidade alimentada no Sistema Interligado Nacional - SIN. A eficiência de conversão das turbinas eólicas depende da velocidade do vento, da velocidade de rotação do rotor, do raio e do número de pás da turbina. Propôs-se analisar três turbinas eólicas de eixo horizontal (HAWT) com o objetivo de verificar a influência dos parâmetros mecânicos na potência extraída do vento. Para isso, foi calculada a potência gerada na turbina em função da velocidade de rotação do rotor, para diferentes velocidades de vento, e a partir da velocidade de rotação ótima verificada, foram identificadas as potências eólicas máximas para os modelos analisados. Foram usados os programas Matlab e Excel para cálculos e simulação.

1. INTRODUÇÃO

A matriz elétrica brasileira é predominantemente renovável. Em 2014, as fontes renováveis representaram 74,6% da oferta interna de eletricidade no país, destacando-se a geração hidráulica (65,2%). A energia eólica respondeu por 2,0% do total. A produção de eletricidade a partir da fonte eólica, nesse ano, foi de 12.210 GWh [1] e o parque de geração alcançou 4.888 MW [2]. A expansão do parque gerador eólico brasileiro cresceu de forma acentuada na última década, o que pode ser justificado por alguns fatores: a conjuntura econômica no período 2004 a 2014, que resultou no crescimento da demanda de energia; a disponibilidade de tecnologia; e o elevado potencial de aproveitamento eólico ainda não explorado. O crescimento do uso de fontes renováveis iniciou-se com o Programa de Incentivo às Fontes Alternativas de Energia Elétrica - PROINFA, lançado pelo governo federal, em 2004. Do ponto de vista sócio-econômico, a geração de emprego em regiões mais pobres, demonstram também o papel relevante das externalidades positivas da energia eólica [4].

No cenário mundial, a geração de eletricidade a partir da energia eólica vem se expandido de forma significativa. Em 2015, foram acrescentados 63.690 MW na capacidade instalada, totalizando 435GW [3], evidenciando o crescente interesse de diversos países em ampliar a participação das fontes renováveis em sua matriz energética.

A energia eólica está diretamente relacionada com os esforços mundiais que vêm sendo empreendidos no sentido de mitigar as emissões de gases de efeito estufa. Em seu quinto relatório, publicado no final

de 2014, o Painel Intergovernamental sobre Mudanças Climáticas (IPPC) concluiu que as alterações climáticas em curso provocarão impactos graves nos sistemas natural e social, em todo o mundo. [5]

O Acordo de Paris, proposto na 21ª Conferência das Partes da Convenção Quadro sobre Mudanças do Clima - COP 21, reflete o compromisso dos governos para agir no sentido de manter o aumento da temperatura média da Terra abaixo de 2ºC em relação aos níveis pré-industriais, o que exigirá mudanças significativas, dentre outras, na matriz energética mundial, passando-se a exigir, com isso, maior presença das fontes de energia renováveis.

1.1. Potência da turbina eólica

A energia do vento é a energia cinética ocasionada pela movimentação de massas de ar e pode ser calculada a partir de uma situação hipotética, onde se considera que uma parcela de ar de massa **m** (kg) passa através de um anel circular de área **A** (m^2) com velocidade ***v*** (m/s), formando um cilindro de ar, cuja massa cresce a cada segundo, proporcionalmente à velocidade ***v***. Se a área do anel circular for considerada como sendo a área varrida pelas pás de uma turbina de eixo horizontal, a massa da parcela de ar for igual à massa de ar contida no cilindro hipotético e a massa específica do ar for **ρ** (kg/m^3), a massa da parcela de ar pode ser expressa como **m** = **ρ**.**A**.***v*** e a energia nela cinética contida na parcela de ar em movimento será igual a:

$$E_k = \frac{1}{2} QAv^3 \tag{1.1}$$

A potência na qual a energia cinética é convertida em trabalho por unidade de tempo, expressa a potência eólica ***P*** (W):

$$\mathrm{P} = \frac{1}{2} QAv^3 \tag{1.2}$$

A potência do vento é, portanto, proporcional à área através da qual ele está escoando e ao cubo da sua velocidade. A equação (1.2) evidencia a relevância da velocidade do vento no resultado da conversão energética. Contudo, apenas uma parte da energia cinética do vento que atravessa as pás da turbina eólica pode ser convertida em energia mecânica no rotor. Há uma potência $\boldsymbol{P}_{teórico}$ que depende da velocidade do vento ($\boldsymbol{v}_2$) dentro do mecanismo, a qual é menor que a velocidade do vento incidente nas pás ($\boldsymbol{v}_1$), pois a turbina interfere no fluxo de ar, atuando como um bloqueio [6]. Após passar pelo rotor, o vento sai com uma velocidade menor ($\boldsymbol{v}_3$). A Fig. 1 ilustra o processo.

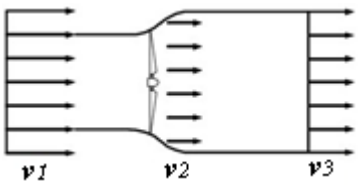


Fig.1. Velocidade do vento ao longo do processo de conversão energética [7].

Para se determinar a potência $\boldsymbol{P}_{teórico}$, considera-se que a velocidade que atravessa as pás do rotor $\boldsymbol{v}_2$ é igual à média aritmética das velocidades na entrada $\boldsymbol{v}_1$ e na saída do rotor $\boldsymbol{v}_3$. A equação resultante é a seguinte:

$$P_{teórico} = \frac{1}{4} QA(v_1 + v_3)(v_1^2 - v_3^2) \quad (1.3)$$

A potência $\boldsymbol{P}_{teórico}$ será máxima quando a velocidade de saída do vento ($\boldsymbol{v}_3$) for igual a um terço da velocidade de entrada ($\boldsymbol{v}_1$). Dessa forma, a velocidade de rotação do rotor deverá ser compatibilizada com a velocidade do vento, de modo a se obter a máxima eficiência possível na conversão energética.

O coeficiente de potência $\boldsymbol{C_p}$ avalia a capacidade da turbina eólica para aproveitar a energia do vento e é definido pela razão entre a potência ***P****teórico* extraída pela turbina e a potência ***P*** disponível no vento, para cada valor de velocidade do vento:

$$C_p = \frac{P_{teórico}}{P} \quad (1.4)$$

O coeficiente de potência é uma medida do rendimento da turbina, mas seu valor varia em função da velocidade do vento, o que altera a potência ***P*** disponível, uma vez que $\boldsymbol{P} = f(\boldsymbol{v}^3)$, ou seja, $\boldsymbol{C_p}$ possui um caráter variável [7]. O físico alemão Albert Betz desenvolveu um modelo para determinar o funcionamento e a potência de um rotor ideal e concluiu que o valor máximo de rendimento que uma turbina pode atingir nunca será maior do que 59,3%[12]. Esse valor é conhecido com "Limite de Betz". Na prática, nenhuma turbina eólica atingiu o Limite de Betz. Mesmo as turbinas mais modernas atingem valores de $\boldsymbol{C_p}$ entre 0,4 e 0,5, sendo que, em geral, o coeficiente das turbinas disponíveis no mercado situam-se entre 0,35 e 0,45 [6, 7].

1.2. Curva de potência da turbina eólica

As turbinas eólicas apresentam uma curva de potência, que é determinada pelas características da velocidade do vento ***v*** entre a velocidade de entrada $\boldsymbol{v}_2$ e a velocidade nominal $\boldsymbol{v_n}$. A velocidade de entrada $\boldsymbol{v}_2$ (*cut-in speed*) é a velocidade do vento na qual a turbina começa a girar e, portanto, a gerar potência.

Porém, a curva de potência, considerando a velocidade de entrada $\boldsymbol{v}_2$ (*cut-in speed*) e a velocidade de saída $\boldsymbol{v}_3$ (*cut-out speed*) não é descrita por uma única função. A Fig. 2 apresenta um exemplo dessa curva, onde $\boldsymbol{v}_2$ situa-se entre 3 m/s e 4 m/s e a velocidade de saída (*cut-out speed*) está próxima de 25 m/s, sendo que esse valor indica que há risco de ocorrer danos no rotor. A potência máxima extraída é determinada pelo ponto de inflexão da curva e a velocidade nominal ***vn,*** que no caso está entre 12 m/s e 17 m/s.

[12] Esse valor indica que um rotor ideal, projetado para funcionar de tal forma que a velocidade do vento no rotor é 2/3 da velocidade do vento no seu percurso livre e 8/9 dessa energia é desperdiçada com o vento de saída, cuja velocidade é diferente de zero. O produto desses dois fatores resulta no coeficiente teórico máximo ou Limite de Betz.

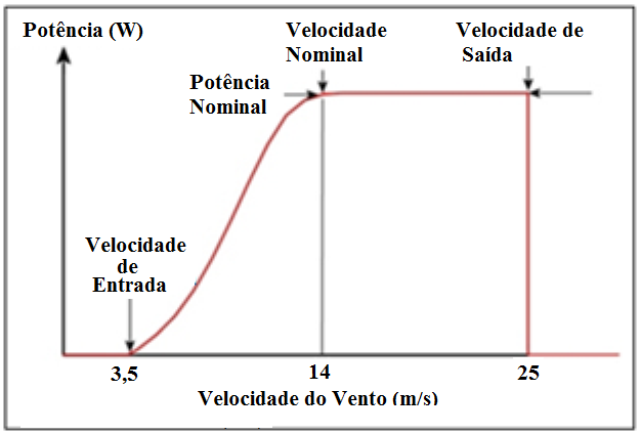


Fig. 2. Curva de potência típica de uma turbina eólica [8].

A eficiência das turbinas eólicas é avaliada pela relação de velocidades, TSR (*Tip Speed Ratio*) que é a razão entre a velocidade do rotor $\boldsymbol{\omega}$ e a velocidade do vento $\boldsymbol{v}$:

$$TSR = \frac{v_r}{v} = \frac{\omega_r}{v} = \frac{2\pi f_r}{v} \tag{2.1}$$

sendo $\boldsymbol{v}$ = velocidade do vento; $\boldsymbol{v}$r = velocidade do rotor; $\boldsymbol{r}$ = raio do rotor; $\boldsymbol{\omega} = 2\pi f$ = velocidade angular; $\boldsymbol{f}$ = frequência de rotação.

A eficiência ótima das turbinas está relacionada à velocidade de rotação ótima do rotor ($\boldsymbol{\omega}_{ótimo}$) e leva em conta a distorção ($\boldsymbol{s}$) da corrente de vento entre a entrada e a saída do rotor e o número de pás ($\boldsymbol{n}$) da turbina. Dessa forma, deve-se considerar a relação entre a velocidade $\boldsymbol{v}_p$ da extremidade da pá da turbina de raio **r**, girando com rotação $\boldsymbol{\omega}$ e a velocidade do vento $\boldsymbol{v}$:

$$TSR_{ótimo} \approx \frac{2\pi r}{ns} \tag{2.2}$$

O valor do $\boldsymbol{TRS}_{ótimo}$ de turbinas de eixo horizontal com três pás é aproximadamente 4,187.

2. METODOLOGIA

Foram selecionados três modelos comerciais de turbinas eólicas de eixo horizontal de pequeno porte[13] dos fabricantes europeus *Iskra* (inglês), *Aircon* (alemão) e *Jonica Impianti* (italiano), cujas características estão apresentadas na Tab. 1.

Para cada um dos modelos, foram obtidas as curvas de potência em função da velocidade do vento e as curvas de potência em função da velocidade do rotor. As curvas foram traçadas com auxílio dos programas Matlab e Excel. As velocidades de rotação do rotor foram determinadas, considerando-se diferentes velocidades de vento (2,5 m/s a 13 m/s), para o $\boldsymbol{TSR}_{ótimo}$. Com os valores encontrados foram traçadas curvas de potência obtidas para cada uma das turbinas.

[13] Os sistemas eólicos de pequeno porte são constituídos por turbinas com capacidade de geração igual ou inferior a 50 kW. O diâmetro da área de varredura das pás varia de 1,0 m a 8,0 m, no caso de geradores de eixo horizontal. [7]

Tab. 1. Especificação técnica das turbinas.

Parâmetro	**Iskra**	**Aircon**	**Jonica Impianti**
Potência (W)	5.000	10.000	20.000
Diâmetro do rotor (m)	5,4	7,1	8,0
Área varrida (m^2)	22,9	39,6	50,3
Número de pás	3	3	3

3. RESULTADOS

A eficiência das três turbinas foi analisada a partir das especificações de projeto. Calculou-se as rotações do rotor para diferentes velocidades de vento e, a partir da velocidade de rotação ótima do rotor, obteve-se a potência máxima disponível para cada modelo considerado. A partir dos resultados encontrados foram traçadas curvas de potência, indicando a velocidade de entrada do vento $\boldsymbol{v_2}$ (*cut-in speed*) e a velocidade de saída $\boldsymbol{v_3}$ (*cut-out speed*). As velocidades de entrada e de saída do vento obtidas na simulação foram: 3 m/s e 13 m/s para a turbina de 5kW; 2,5 m/s e 13 m/s para a turbina de 10 kW e 3 m/s e 12 m/s para a turbina de 20 kW, respectivamente.

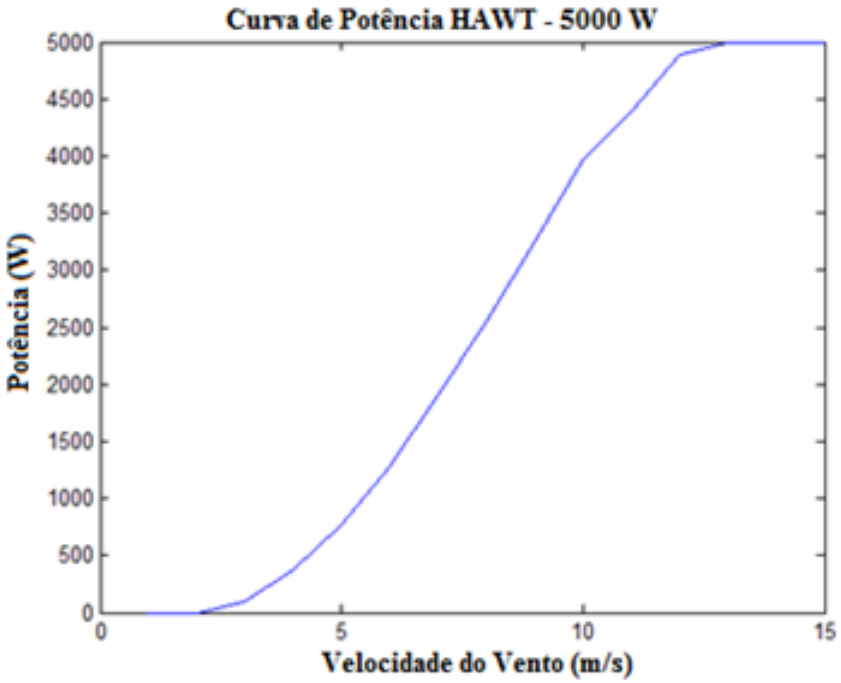
A análise das curvas de potência para as turbinas de 5kW, 10kW e 20 kW indicou a potência eólica aproveitável de cada uma das turbinas, operando com velocidade de rotação do rotor ótima, para diferentes valores de velocidades de vento. Os resultados estão compilados na Tab. 2, na qual se observa que, para uma dada velocidade do vento $\boldsymbol{v}$, a velocidade de rotação do rotor situa-se em torno de determinado valor $\boldsymbol{\omega}$, o qual, por sua vez, corresponde à potência eólica que pode ser extraída.

A potência nominal das turbinas de 5 kW e de 10 kW é atingida, quando a velocidade do vento é igual a 13 m/s. No caso da turbina de 20 kW, isso ocorre, quando a velocidade do vento é igual a 12 m/s. A potência obtida na turbina de 5 kW é menor que a potência obtida nas duas outras turbinas, para qualquer valor de velocidade do vento considerado no estudo. Quando a velocidade do vento está entre e 5m/s e 7 m/s, a maior potência é obtida na turbina de 10 kW. A potência obtida a partir da turbina de 20 kW somente será maior que os valores obtidos na turbina de 10 kW, para velocidades de vento iguais ou superiores a 10 m/s.

Tab. 2. Potência eólica aproveitável (**P**) em função da velocidade de rotação do rotor (**ω**), para distintas velocidades de vento.

v (m/s)	Turbina Iskra 5 kW		Turbina Aircon 10 kW		Turbina Jonica Impianti 20 kW	
	ω (rpm)	P (W)	ω (rpm)	P (W)	ω (rpm)	P (W)
2,5	—	—	28,2	400	—	—
3,0	44,5	96	—	—	30,0	250
5,0	74,1	771	56,3	2.300	50,0	1.500
7,0	103,7	1.901	78,9	4.900	70,0	4.000
10,0	148,2	3.965	112,7	9.300	100,0	11.800
12,0	—	—	—	—	120,0	20.000
13,0	198,6	5.000	146,5	10.000	—	—

Nas Fig. 3 e Fig. 4, apresenta-se a curva de potência em função da velocidade do vento e as curvas de potência eólica extraída na turbina de 20 kW, em função da velocidade de rotação do rotor para diferentes valores de velocidade do vento.



Curva de Potência

V (m/s)	Potência (W)
1	0
2	0
3	96
4	367
5	771
6	1284
7	1901
8	2547
9	3253
10	3965
11	4397
12	4888
13	5000
14	5000
15	5000

Fig. 3. Curva de potência da turbina de 20 kW [8].

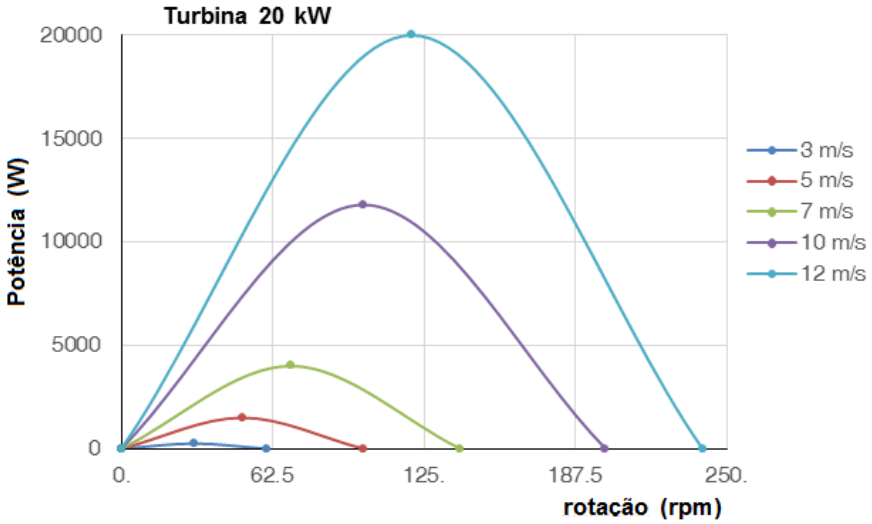


Fig. 4. Potência eólica extraída pela turbina de 20 kW [8].

4. CONCLUSÃO

A simulação realizada permitiu calcular a potência que pode ser extraída de uma corrente eólica, para cada um dos modelos de turbina selecionados, evidenciando que, além dos parâmetros de projeto das turbinas, a velocidade do vento é fator determinante na eficiência da conversão energética.

Os resultados encontrados indicaram que nem sempre a opção por uma turbina de maior potência nominal resultará em maior aproveitamento da energia eólica, pois a potência extraída dependerá, necessariamente, da velocidade do vento: (a) para qualquer velocidade do vento, acima do valor de velocidade de entrada $\boldsymbol{v}_2$ (*cut-in speed*), a potência obtida na turbina
de 5 kW é menor que a potência obtida nas turbinas de 10 kW e de 20 kW; (b) a maior potência é obtida na turbina de 10 kW, quando a velocidade do vento está entre e 5m/s e 7 m/s; (c) a potência obtida a partir da turbina será mais vantajosa, para velocidades de vento iguais ou superiores a 10 m/s. E assim sendo, no desenvolvimento de um projeto de aproveitamento do potencial eólico de determinada localidade deve-se levar em contra, também, a potência nominal das turbinas.

REFERÊNCIAS BILIOGRÁFICAS

[1] Empresa de Pesquisa Energética (Brasil). “Balanço Energético Nacional 2015: Ano base 2014”, Rio de Janeiro: EPE (2015).

[2] Agência Nacional de Energia Elétrica (Brasil). Banco de Informações da Geração (BIG), Disponível em <www.aneel.gov.br>, Acesso em 04 agosto (2016).

[3] World Wind Energy Association [WWEA]. “Statistics, Disponível em <http://www.wwindea.org/information-2/information/>, Acesso em 04 ago 2016.

[4] Melo, E. “A perspectiva de futuro da energia eólica”. Disponível em <www.portalabeeolica.org.br>,

Acessado em 4 agosto (2016).

[5] Intergovernmental Panel on Climate Change [IPCC]. “Climate Change 2014. Synthesis Report”, Disponível em <www.ipcc.ch>, Acessado em 4 agosto (2016).

[6] Universidade do Minho. Departamento de Engenharia Mecânica. “Limite de Betz”. Disponível em <http://microeolica.weebly.com/limite-de-betz.html>, Acessado em 10 ago 2016.

[7] Azevedo, P.A.A. “Metodologia de avaliação de rendimento de aerogeradores de pequeno porte utilizando perfis diários típicos de vento”, Dissertação (mestrado) Engenharia Mecânica. Universidade do Estado do Rio de Janeiro, 2013.

[8] Consentino, A. L. Z. “Simulation of the power in winds plants in Matlab. IAEST Report". Technische Universität Dresden. Ago 2016.

Id.: EE-07

ANÁLISE EXERGÉTICA DA PRODUÇÃO AGRÍCOLA DO CAPIM ELEFANTE

COSTA, F. M.

Universidade Federal de Minas Gerais- Departamento de Engenharia Nuclear
Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
Av. Antônio Carlos, 6627 Campus UFMG, Belo Horizonte, MG
fernandomalaquias.energia@gmail.com

Palavras-Chave: Capim Elefante, Exergia, Biomassa, Segunda Lei da Termodinâmica.

RESUMO

O presente trabalho realiza uma análise do sistema de produção agrícola do capim elefante para fins energéticos, objetivando a identificação do máximo potencial de extração de trabalho útil desta fonte energética. A metodologia foi baseada no uso da 2ª Lei da Termodinâmica para avaliar a eficiência exergética do sistema. A importância do tema decorre do consumo crescente de energia elétrica no país. Espera-se que o crescimento seja, em média, de 4,8% ao ano até 2020, segundo estimativa da Empresa de Pesquisa Energética – EPE, do Ministério de Minas e Energia. O Brasil enfrenta o desafio de conseguir atender a uma demanda crescente, garantindo a competitividade e a sustentabilidade desse crescimento. Para desenvolvimento deste trabalho, através de pesquisas bibliográficas, foi caracterizado um sistema genérico de produção agrícola desta gramínea. Foram levantadas as principais atividades e insumos, que foram quantificadas, - obtendo-se seus valores exergéticos totais. Essa análise permitiu identificar, localizar e quantificar as etapas do processo produtivo onde há grande consumo exergético. Estas informações são de extrema importância, pois assim é possível definir onde deve-se agir para melhorar o desempenho termodinâmico do sistema.

1. INTRODUÇÃO

O setor elétrico brasileiro vive um processo de evolução desde seu início, datado no fim do século XIX. Contudo, as mudanças mais bruscas ocorreram no final dos anos 70, quando teve início uma nova fase, marcada pelo aumento do custo de geração de energia elétrica motivado por pressões ambientais e questões tecnológicas[1]. Estes aumentos de custo, associados aos choques internacionais do preço do petróleo, ressaltaram a necessidade de reformas no setor. Tais reformas contemplam a diversificação da matriz energética, com o uso intensivo de fontes renováveis, além do aumento de espaço para a cogeração, para a produção em pequena escala e para a produção independente das concessionárias.

Esse novo cenário de expansão é essencialmente marcado pelas pressões sociais voltadas para a diminuição e mitigação de impactos e riscos ambientais. Nesse contexto se insere com êxito a adoção da biomassa como fonte de geração de energia, por se tratar de um recurso renovável sem emissão líquida de CO2, considerando-se o ciclo completo de sua produção e uso como combustível.

Neste trabalho, o capim elefante foi adotado como uma fonte de grande potencial de geração de energia. Comumente utilizado na pecuária como alimento para gado, esse tipo de capim passou a representar uma

fonte interessante para geração de energia devido a sua alta produtividade e boa capacidade de assimilação de carbono [2].

A questão ambiental trouxe consigo a necessidade de uma otimização na produção e também no consumo de energia, ou mesmo de um aumento na eficiência energética dos processos. No contexto nacional, esse aumento de eficiência deve ser capaz de acontecer com a utilização da infraestrutura existente e do potencial energético do país, incorporando os custos de geração e questões ambientais. Contudo, aliar esses diferentes aspectos, não é tarefa fácil. Dentro desse contexto, a Análise Energética – Análise de Primeira Lei da Termodinâmica - e a Análise Exergética - Análise de Segunda Lei da Termodinâmica- tornam-se ferramentas importantes para a identificação de potenciais de economia, identificando e quantificando os sistemas de maior consumo e perda de energia que compõem qualquer sistema econômico (transporte, indústria, energia, agricultura) que seja analisado.

A Análise Exergética apresenta-se como uma ferramenta de grande relevância para análise do uso racional da energia e diminuição do impacto ambiental, pois possibilita o uso mais efetivo do potencial energético dos insumos, levando à diminuição do potencial danoso dos rejeitos. É com base na análise exergética que foi avaliado o sistema agrícola de produção do Capim Elefante.

2. METODOLOGIA

Para o desenvolvimento da análise exergética, foi considerado o sistema de produção representado na Fig. 1:

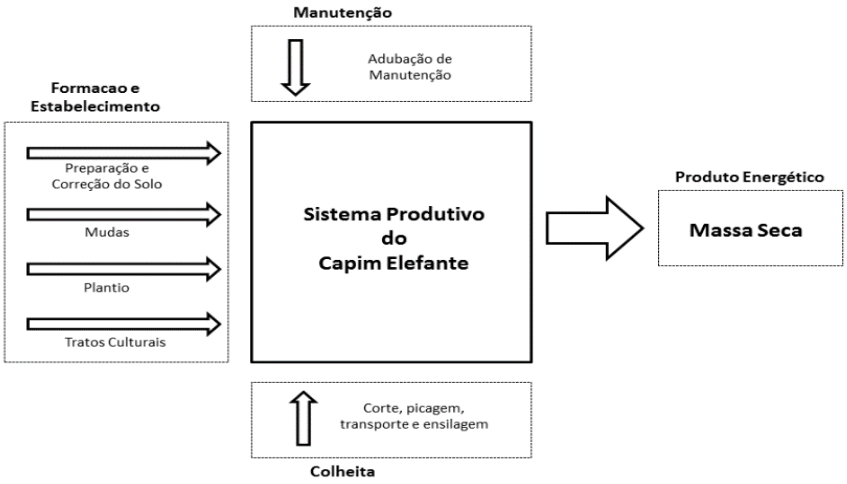


Fig. 1. Sistema Produtivo do Capim Elefante (Elaborado pelo Autor)

Os principais serviços e insumos considerados na avaliação desta análise foram: os combustíveis utilizados nas diversas atividades do sistema produtivo (transporte, gradagem, aragem, corte, picagem, ensilagem e demais), os fertilizantes e o calcário; e como produto considerar-se-á a quantidade de massa seca do Capim Elefante por unidade de área. Há que se considerar que fatores como variações sazonais, regionais e tecnológicas afetam significativamente esta avaliação. Em sistemas de produção agrícola, geralmente destacam-se as variações da produtividade em função: da latitude, das condições naturais da área de plantio (fertilidade do solo e pluviometria) e da tecnologia empregada. No transporte, destacam-se

as variações da sua eficiência em função: da dimensão da área plantada, das produtividades das culturas, das distâncias médias das lavouras ao silo de armazenagem, das condições de operação da frota utilizada para o transporte e da eficiência específica do consumo de combustível dos diferentes veículos utilizados nestas atividades. Foram desconsideradas deste sistema as exergias da luz do sol, da água e de outros insumos naturalmente presents no local pela sua disponibilidade "gratuita" na natureza e a exergia do trabalho humano, para que seja focado a análise nas exergias dos insumos utilizados para o cultivo desta gramínea.

No entanto, se o intuito é proceder-se a uma avaliação global da produção agrícola do Capim Elefante como alternativa energética, é recomendável que sejam adotadas estratégias simplificadoras. Assim serão considerados apenas as entradas e as saídas de matéria e a energia nos subsistemas em que o sistema produtivo deve ser subdividido para a análise, considerando-se ainda somente os fluxos médios, ao longo de um ano típico. Esta estratégia apesar de limitar análises de particularidades do processo, propicia uma execução mais rápida e abrangente, alcançando assim um razoável nível de aproximação de seus resultados coerentes com o escopo deste trabalho.

O desenvolvimento deste trabalho foi baseado na análise da variação da disponibilidade exergética ocorrida entre os insumos utilizados e os produtos do sistema agrícola. Sendo assim, foram quantificados e qualificados os fluxos de matéria e exergia envolvidos no mesmo.

Para tal análise foi considerado o trabalho desenvolvido por Resende [3], por se tratar de um levantamento completo realizado por uma instiuição de referência no setor, a Empresa Brasileira de Pesquisa Agropecuária (EMBRAPA). Neste trabalho o autor levantou e quantificou as atividades e insumos necessários para a cultura do Capim Elefante por hectare de terra plantada. Quanto ao consumo de combustível foi considerado que o automóvel utilizado nas diversas atividades necessita de 5,482 kg de diesel por hora de trabalho. Para a produtividade anual de massa seca por hectare desta gramínea foi considerado o valor de 32,54 toneladas. Para manter esta produtividade foi considerada a necessidade anual, esta distribuída em três parcelas de aplicações, de 390 kg de superfosfato simples, 1.041 kg de cloreto de potássio e 1.952 kg de sulfato de amônio.

Os valores de exergia específica dos componentes foram obtidos de Szargut [4]. Alguns insumos são caracterizados por serem misturas de diferentes substâncias como, por exemplo, o superfosfato simples. Segundo Esteves [5] *"a exergia é uma propriedade de estado extensiva, a sua determinação para uma mistura de componentes pode ser feita através de uma média aritmética das exergias destes componentes, ponderadas nas suas frações"*. Portanto foi considerado a soma das parcelas das diferentes substâncias para a definição da exergia específica de substancias compostas. Para o cálculo da disponibilidade exergética do Capim Elefante baseou-se em Esteves[5], pois foi considerado similaridades entre a composição média dos componentes estruturais da cana-de-açúcar com o capim elefante. O mesmo autor considerou o valor determinado por Szargut [6] como referência para a determinação da exergia química das partes estruturais desta biomassa, e neste trabalho considerou-se a mesma sistematização metodológica de Esteves [5] para a determinação da exergia química do Capim Elefante.

Esteves [5] utilizou a relação entre a exergia química e o poder calorífico da madeira proposta por Szargut [6], dada pela Eq. (1).

$$\frac{b_{ch}}{PC} = \frac{1{,}0412 + 0{,}212\,(Z_{H2}/Z_C) - 0{,}249(Z_{O2}/Z_C)\,[\,1 + 0{,}7884(Z_{H2}/Z_C)\,] + 0{,}045((Z_{N2}/Z_C)}{[\,1 - 0{,}3035\,(Z_{O2}/Z_C)]} \quad (1)$$

Onde:

- b_{ch}: é o valor da exergia química; - PC: é o poder calorífico;
- z_{H2} é a fração de hidrogênio; - z_C: é a fração de carbono;
- z_{O2} é a fração de oxigênio; - z_{N2}: é a fração de nitrogênio.

Considerando os seguintes dados da composição da massa seca do Capim Elefante:

Tab. 1. Resumo das Características Energéticas do Capim Elefante

z_{H2} (%)	z_C (%)	z_{O2} (%)	z_{N2} (%)	PC (MJ/kg)
5,6	41,2	51,4	1,8	13,4

3. RESULTADOS

Através da Eq.(1) e da Tab. 1 calcula-se a disponibilidade exergética da massa seca do Capim Elefante, obtendo o valor igual a 15.701 kJ/kg.

As exergias químicas específicas das atividades e dos insumos do sistema produtivo da cultura Capim Elefante estão sintetizados na Tab. 2, apresentada a seguir:

Tab. 2. Exergia específica do sistema produtivo do Capim Elefante

SERVIÇOS E INSUMOS	EXERGIA ESPECÍFICA (kJ/ha)
Formação e Estabelecimento da Cultura	
Preparo e Correção do Solo	6.984.142,02
Mudas	1.004.667,92
Plantio	2.263.392,28
Tratos Culturais	391.980,60
TOTAL	**10.644.182,82**
Manutenção	
Adubação de Manutenção	11.016.840,94
TOTAL	**11.016.840,94**
Colheita	
Opção 1: corte manual e picagem com ensiladeira	**23.297.812,29**
Opção 2: corte e picagem mecanizados com colhedora de forragem	**4.742.032,59**
Produção Total (Opção 1)	**44.958.836,06**
Produção Total (Opção 2)	**26.403.056,36**

A participação exergética de cada atividade dentro do processo produtivo do Capim Elefante, poderá ser melhor visualizada nos gráficos da Fig.2 e Fig.3, nos quais é possível verificar a participação exergética das atividades de formação e estabelecimento da cultura e do sistema produtivo, respectivamente. Há duas opções no Sistema produtivo, sendo a opção caracterizada por corte manual e picagem com ensiladeira e a opção 2 por corte e picagem mecanizados com colhedora de forragem.

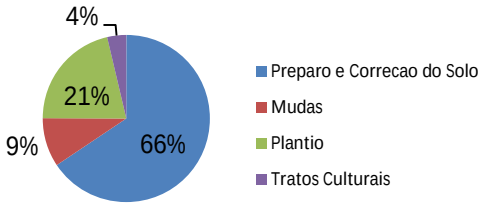


Fig. 2. Participação exergética das atividades de formação e estabelecimento da cultura

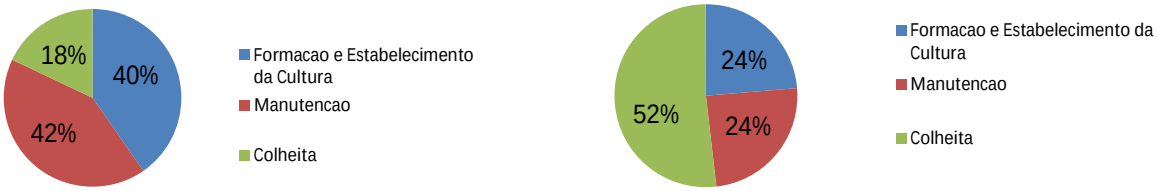


Fig. 3. Participação exergética das atividades do sistema produtivo

Analisando as Figuras 2 e 3, é notável que a configuração da participação das atividades do sistema produtivo da gramínea Capim Elefante é altamente sensível ao método de colheita, pois a opção 2 se caracteriza pelo processo mecanizado de colheita, isto é, maior consumo de diesel.

Contextualizando a exergia específica do Capim Elefante nos mesmos parâmetros considerados para obtenção dos resultados mostrados na Tab. 2, produtividade igual a 32,54 toneladas por hectare, calcula-se a exergia específica total por hectare, obtendo o valor igual a 510.910.540 kJ.

Assim a eficiência exergética do sistema produtivo, como proposto por Reistad [7], é então dada por:

Opção de Colheita 1:

$$\varepsilon\, 1 = \frac{510.910.540\ kJ}{44.958.836\ kJ} = \ 11{,}36$$

Opção de Colheita 2:

$$\varepsilon\, 2 = \frac{510.910.540\ kJ}{26.403.056\ kJ} = \ 19{,}35$$

4. CONCLUSÃO

Essa análise permitiu identificar, localizar e quantificar as etapas do processo produtivo onde há grande consumo exergético. Estas informações são de extrema importância, pois assim é possível identificar onde estrategicamente deve-se agir para melhorar o desempenho termodinâmico do sistema.
Nesta análise foi constatado que o processo de colheita é muito sensível quanto a sua parcela de participação. Como apresentado na Fig 3 (a) e (b), a colheita pode apresentar valores de 18% ou 52% de participação exergética das atividades do sistema produtivo desta gramínea. Portanto esta atividade deve ser observada com cautela nos sistemas de produção. Esta atividade possui uma grande variedade quanto a forma de ser realizada.

Analisando os resultados deste trabalho, percebe-se que, a Eficiência Exergética global do sistema de produção do Capim Elefante apresentou valores maiores que 1 (um). Estes resultados sugeririam, à primeira vista, estar havendo ganhos de energia no processo. Entretanto, há que se tomar cuidado com estas conclusões, que aparentemente contrariam a Segunda Lei da Termodinâmica, uma vez que tais valores maiores que um somente ocorreram devido à desconsideração, no balanço geral, das exergias de alguns insumos, dentre os quais, o mais importante de todos, a energia luminosa provinda do sol.

Atualmente no Brasil existem em operação três usinas termelétricas que utilizam o Capim Elefante como combustível, totalizando 65.7 MW de potência instalada. Dada a grande produtividade do Capim Elefante, espera-se que esta gramínea será amplamente explorada para fins energéticos. Sendo assim, os preços cairão e a tecnologia será aperfeiçoada, permitindo assim uma maior competitividade em relação as demais fontes, e consequentemente, uma maior participação na matriz elétrica brasileira.

Portanto, verifica-se a prudência e a necessidade de se realizar maiores estudos desta fonte de energia, explorando os aspectos termodinâmicos e econômicos no contexto de aplicação desta gramínea como insumo para a produção de energia elétrica

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] GATTO, Bruno Batista. Panorama do Setor Elétrico Brasileiro e Maior Inserção de Formas Renováveis de Geração de Energia no País. 2010. USP, SP.

[2] MAZZARELLA, Vicente; KHOURI. Natali Franco. Capim Elefante como Energia: Problemas, Soluções, Custos Comparados com Outras Fontes, Aplicações. ADETEC:I Encontro Internacional de Energias Inteligentes. 2010, Londrina, Paraná, Brasil.

[3] RESENDE, H. Informações técnicas. Custos de forrageiras, Setembro de 2005. Disponível em < http://www.cnpgl.embrapa.br/>. Acesso em 06 de Agosto de 2016.

[4] SZARGUT, J., Exergy Method. Technical and Ecological Applications, WIT Press, Southampton, UK, 2005

[5] ESTEVES, O. A. Análise Exergética da Produção do Etanol da Cana-de-Açúcar. Dissertação para obtenção do grau de Mestre. PCTN, UFMG, Belo Horizonte, MG.1996.

[6] SZARGUT, Jan. International Progress in Second Law Analysis. Energy, vol.5, Pergamon Press, p. 709-715, 1980.

[7] REISTAD, G. M. Availability: Concepts and Aplications, Ph.D. Thesis, U. Wisconsin, 1970.

Id.: EE-08

O BIOGÁS DE ATERRO COMO ALTERNATIVA À SEGURANÇA ENERGÉTICA DE MINAS GERAIS

Wemerson Rocha Ferreira[1,2*], Wilson Pereira Barbosa Filho[1,2], Lívia Maria Leite da Silva[2], Antonella Lombardi Costa[1], Bruna Fátima P. G Flausino[3]

[1]Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
[2]Fundação Estadual do Meio Ambiente
Belo Horizonte, Minas Gerais
[3]Universidade Federal de Ouro Preto, Escola de Minas
Ouro Preto, Minas Gerais
*wemersonrferreira@gmail.com

Palavras-Chave: Segurança Energética, Suprimento Energético, Planejamento Energético.

RESUMO

Verifica-se, de um modo geral, o crescimento populacional e o incremento do grau de urbanização no mundo, demandando mais serviços de energia. No Brasil, cerca de 84,35% do total da população vive em cidades, tornando-se clara a necessidade do correto gerenciamento de recursos, principalmente os energéticos, e da disposição final de resíduos sólidos urbanos (RSU). O gás de aterro é composto por vários gases, alguns presentes em grandes quantidades como o dióxido de carbono e o metano, sendo que este último possui alto valor energético. Neste contexto de crescente demanda de energia, sua disponibilidade contínua, adequada à economia e aos requisitos das sociedades, deve ser assegurada e protegida, levando-se em consideração o fato de que a escassez de recursos hídricos regionais, principal fonte da matriz elétrica de Minas Gerais, está se tornando mais aguda e que a fragilidade do abastecimento de eletricidade tem gerado insegurança. Tudo isso aponta para a necessidade da diversificação da matriz energética, proporcionada pelas novas tecnologias de aproveitamento energético de recursos, com destaque para aqueles conhecidos como renováveis. Uma possibilidade cada vez mais crescente é o aproveitamento do biogás proveniente de aterros sanitários. Os sistemas de biogás podem proporcionar o aumento da variedade de fontes de energia renovável na matriz elétrica, principalmente para a produção de eletricidade em períodos em que a demanda é maior que a oferta. Neste contexto, este trabalho apresenta o estado da arte sobre a produção de biogás no Estado de Minas Gerais e seu potencial para geração de energia elétrica, tendo como premissa o suprimento energético como uma questão de segurança do Estado, devendo ser incluído no planejamento estratégico do Governo. A partir dessas informações, a continuação do trabalho consistirá em uma proposta de recuperação e aproveitamento energético de biogás gerado na decomposição dos rsíduos sólidos urbanos dispostos em aterros sanitários, para produção de eletricidade, como alternativa ao incremento no atendimento à crescente demanda por eletricidade em Minas Gerais, possibilitando maior segurança energética ao Estado.

1. INTRODUÇÃO

O mundo tem visto nas últimas décadas, em uma parcela dos países, principalmente aqueles mais desenvolvidos, um desenvolvimento e progresso consideráveis. Tal fato tem alterado os padrões de consumo de bens e serviços e tem demandado maior acesso a serviços de energia. Desta forma, a

disponibilidade contínua de energia, em quantidades e formas adequadas à economia e aos requisitos das sociedades, deve ser assegurada e protegida [1].

Diversas ameaças à segurança energética têm surgido nos últimos anos. A escassez de recursos regionais está se tornando mais aguda e a insegurança do abastecimento energético tem gerado instabilidade, devido à interrupção do comércio e a redução de reservas estratégicas. Tudo isso aponta para a necessidade de reforçar a questão da segurança energética, tanto em âmbito global quanto nacional e regional [1].

1.1. A questão político-econômica: Segurança Energética

A segurança energética - dentro do conceito de disponibilidade contínua de energia em variadas formas, em quantidades suficientes e a preços razoáveis - tem vários aspectos que revelam sua vulnerabilidade, seja por restrições causadas por interrupções transitórias ou de longa duração, ou ainda restrições quanto à disponibilidade de recursos energéticos locais e importados para atender à crescente demanda, a longo prazo e a preços razoáveis [1].

Assim sendo, as fontes convencionais de energia têm se tornado alvo de críticas e contestações tanto nas esferas político-econômicas quanto nas socioambientais e técnico-científicas. As fontes fósseis de energia passam por uma crise de tensão com relação ao seu alto potencial poluidor, sendo reconhecidas como catalisadoras do processo de aceleração das mudanças no clima. As mudanças climáticas também ocasionam instabilidades e alterações nos ciclos hidrológicos e nas características sazonais de forma global, afetando diretamente áreas mais vulneráveis e frágeis socialmente. Todas estas questões abalam a segurança energética dos países e regiões, especialmente quando se é cativo de uma matriz energética pouco diversificada, principalmente aquelas dependentes de fontes fósseis. Assim, os mais expressivos desafios dos cientistas, projetistas e planejadores com relação a esta conjuntura incluem o desenvolvimento e a seleção das melhores tecnologias disponíveis, bem como a integração dessas à infraestrutura de energia disponível [2].

1.2. A questão socioambiental: geração de RSUs

Atualmente, as questões relacionadas às mudanças climáticas vêm sendo cada vez mais discutidas. O aumento na geração de resíduos é um fenômeno diretamente relacionado com o crescimento populacional e impactado por outros fatores intrínsecos ao comportamento social [3]. O crescimento da economia que proporciona um aumento do poder aquisitivo da população traz consigo um maior consumo que, inevitavelmente, significa o aumento da geração de resíduos, principalmente em função do grande volume de materiais descartáveis colocados no mercado e da menor durabilidade dos bens e produtos comercializados [3]. Dependendo de onde e como são gerados, as características dos resíduos sólidos urbanos (RSUs) variam, o que influencia diretamente na eficiência do sistema de recuperação energética. A parcela de recicláveis costuma ocupar grande volume, ao contrário dos resíduos orgânicos, que têm como principal característica a rápida degradação e, representam cerca de 50% a 60% dos resíduos direcionados a um aterro sanitário.

1.3. A questão energética: recuperação energética de RSUs

O termo Recuperação Energética é utilizado para denominar os métodos e processos industriais que permitem recuperar parte da energia contida nos resíduos sólidos. Assim, a geração de energia é realizada através da associação de uma tecnologia de recuperação energética a uma unidade de geração, podendo ser uma turbina a gás, um motor de combustão interna, entre outros.

A Lei nº 12.305/2010, em seu Artigo 3º, inciso VII, considera a recuperação e o aproveitamento energético como uma forma de destinação final ambientalmente adequada de resíduos. Cabe destacar que esta mesma lei estabelece como prioridade para a gestão e o gerenciamento dos resíduos sólidos (Artigo 9º) "*a não geração, redução, reutilização, reciclagem, tratamento dos resíduos sólidos e disposição final ambientalmente adequada dos rejeitos*" [4]. O primeiro parágrafo do referido Artigo 9º destaca que "*poderão ser utilizadas tecnologias visando à recuperação energética dos resíduos sólidos urbanos, desde que tenha sido comprovada sua viabilidade técnica e ambiental e com a implantação de programa de monitoramento de emissão de gases tóxicos aprovado pelo órgão ambiental*" [4].

2. METODOLOGIA

A metodologia utilizada neste artigo está embasada em uma pesquisa em bancos de dados de temas relacionados ao assunto em questão e posterior análise destes com relação à segurança energética em Minas Gerais. Ela parte de um levantamento do perfil da população mineira e da demanda estadual por energia elétrica, tanto para o período atual quanto para um horizonte do ano de 2030. A terceira etapa consiste na obtenção de dados referentes à produção de resíduos sólidos urbanos, seguida por uma estimativa da produção de biogás a partir de RSUs e de sua conversão em energia elétrica. A quinta e última fase trata de uma análise dos resultados e a discussão referente ao aproveitamento energético do biogás de RSUs como alternativa de contribuição à diversificação da matriz elétrica mineira e ao incremento da segurança energética estadual.

3. RESULTADOS

O Estado de Minas Gerais configura-se como um dos mais importantes consumidores de energia do País. No caso da eletricidade, em 2013, praticamente manteve inalterada sua participação na demanda nacional em relação aos anos anteriores, consumindo um total de 37,88 milhões de tep, o que representou 14,6% da energia consumida no Brasil [5]. No período de 1978 a 2013, a demanda de energia em Minas Gerais apresentou crescimento médio de 2,63% ao ano, ao passo que esse crescimento foi de 3,09% ao ano para o País como um todo. Ao mesmo tempo, a taxa média de crescimento da dependência externa de energia foi de 3,8% ao ano [6], conforme pode ser observado no gráfico da Fig. 1.

A energia elétrica sempre apresentou exportações líquidas ao longo do período 1978-2000. Entretanto, quando se analisa a participação da energia elétrica nas exportações do Estado, nota-se uma inversão desse comportamento a partir de 2001 quando, pela primeira vez, Minas Gerais importou quantidade superior às suas exportações. Em 2002, pelo segundo ano consecutivo, o Estado foi importador líquido de energia elétrica, em decorrência da crise nacional de geração hidrelétrica. O mesmo fato ocorreu no ano de 2013, principalmente em função da redução na produção de energia elétrica por fonte hidráulica, devido ao longo período de estiagem verificado neste ano [6] e prolongado até o ano de 2015.

Fig. 1. Evolução da dependência externa de energia em Minas Gerais.
Fonte: BEEMG-2014, [6].

A energia elétrica é um dos tipos de energia mais consumido em Minas Gerais, tendo representado, em 2013, 17,5% do consumo total [6], conforme Tab. 1.

Tab. 1. Evolução do Consumo de eletricidade em Minas Gerais.

Minas Gerais	**2010**	**2011**	**2012**	**2013**	**2014**
Consumo total de eletricidade (GWh)	51.312,86	53.610,71	53.407,06	53.898,88	54.172,64
Geração de eletricidade (GWh)	64.238,78	63.810,59	71.654,67	54.013,30	46.126,55
Consumo Residencial de eletricidade (GWh)	8.686,18	9.122,12	9.475,47	10.117,92	10.697,89

Fonte: Adaptado do BEEMG-2014, [6].

A produção dessa energia no Estado é quase que totalmente de origem hidráulica. Em 2013, foi equivalente a 90,2% da quantidade produzida [6]. De 2000 a 2013, o consumo de energia elétrica em Minas Gerais apresentou crescimento significativo. O consumo, que em 2000 foi de 3.632 mil tep, alcançou valor de 5.038 mil tep em 2013, maior valor no período de 2000-2013. No período de 1978 a 2013, o consumo de eletricidade da classe Residencial mineira cresceu numa taxa média de 5,3% a.a., chegando a 10.118 GWh em 2013, mantendo, contudo, uma constância na com relação à sua representatividade no consumo de eletricidade nacional para o mesmo período, de cerca de 8,15% [6].

A literatura técnica referente ao tema de RSUs apresenta os aspectos demográficos como um dos determinantes de quantidade e composição dos resíduos. Assim, de acordo com Zveibil (2001), "*quanto maior a população urbana, maior a geração per capita*" [7]. Corroborando com este pensamento, Barbosa (2004) estabelece um argumento de que o crescimento populacional possui impacto notável na geração de resíduos, sendo mais representativo até mesmo que o efeito observado pelo crescimento da renda [8]. Desta forma, a Fig. 2 demonstra o crescimento populacional do Estado de Minas Gerais.

Observa-se que há um crescimento médio de 0,24% ao ano, para o período de 2000 a 2030. Consequentemente, espera-se um crescimento na geração de RSUs.

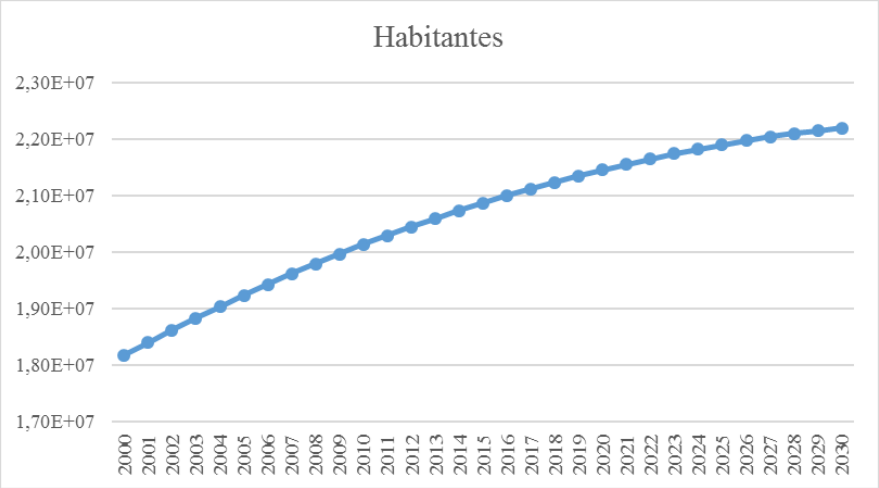


Fig. 2. Evolução da população total em Minas Gerais.
Fonte: IBGE [9].

De acordo com dados da Matriz Energética de Minas Gerais 2007-2030 [10], o potencial de geração de eletricidade a partir da rota de incineração de RSU é apresentado na Tab. 2, com uma taxa média de crescimento de 1,04% ao ano.

Tab. 2. Potencial de geração a partir da incineração de RSU em Minas Gerais.

Ano	**Produção de RSU (ton/dia)**	**Potencial de geração (MW)**
2005	5.771	230
2010	6.126	245
2015	6.451	258
2020	6.750	270
2025	7.038	281
2030	7.328	293

Fonte: Matriz energética de Minas Gerais 2007-2030 [10].

Para o caso da incineração, o que interessa são as frações de RSUs que apresentem elevado poder calorífico, como plásticos, papel/papelão e borrachas. Contudo, os RSU em Minas Gerais, bem como no Brasil, possuem uma elevada fração de matéria orgânica, apresentando, devido à sua elevada umidade, um baixo poder calorífico em relação a outros materiais. Outro ponto importande que vale ser ressaltado é que, como explicitado por Buah et al (2003), o poder calorífico dos resíduos sólidos decrescem conforme o aumento da temperatura à qual são submetidos. Assim, nesta perspectiva, no Brasil, a recuperação energética de RSUs tem se desenvolvido no sentido da produção de biogás de aterro para produção de eletricidade, mas é uma alternativa energética ainda incipiente, conforme dados atualizados do BIG-Banco de Informações da Geração, da ANEEL. A tecnologia de aproveitamento do biogás de aterro é o