



II SENCIR
SEMANA DE ENGENHARIA
NUCLEAR E CIÊNCIAS
DAS RADIAÇÕES

LIVRO DE RESUMOS



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

II SENCIR

SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES

BELO HORIZONTE
7, 8 E 9 DE OUTUBRO DE 2014

www.sencir.nuclear.ufmg.br

Local:

Universidade Federal de Minas Gerais

Escola de Engenharia

Realização:

Departamento de Engenharia Nuclear

Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

Apoio:

UFMG





Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

Comitê técnico-científico

Ângela Fortini

Antonella Lombardi Costa

Arno Heeren de Oliveira

Clarysson Alberto Mello da Silva

Claudia Pereira

Danilo Chagas Vasconcelos

Humberto Vitor Soares

Janine Muniz Toledo

Maria Auxiliadora Fortini Veloso

Patrícia Amélia de Lima Reis

Ricardo Brant Pinheiro

Tarcísio Passos Ribeiro de Campos

Contato:

sencir@nuclear.ufmg.br



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



Apresentação

A ideia do evento é apresentar temas ligados à Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações tendo como principal foco os possíveis campos de aplicações e mercado de trabalho, seja no setor industrial, ambiental, médico, social ou científico. O evento é organizado pelo Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares (PCTN) e pelo Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG (DEN/UFMG) e ocorreu pela primeira vez em 2012, também na Escola de Engenharia da UFMG.

A versão de 2014 foi ampliada. Além de professores da UFMG, também comparecem palestrantes de instituições e empresas de grande destaque nacional e internacional, como a Eletronuclear, CDTN, CEFET-MG, CTMSP, INB, NUCLEP e Westinghouse.

Outra novidade desta versão é uma sessão para apresentações de trabalhos 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.

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

Atenciosamente,

Os Organizadores do II SENCIR.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



SUMÁRIO

PROGRAMAÇÃO 13

RESUMOS:

APLICAÇÕES DAS RADIAÇÕES 15

AR-01 - APLICAÇÃO DA TEORIA HORMESIS NA IRRADIAÇÃO DE SEMENTES PARA O AUMENTO DA PRODUÇÃO AGRÍCOLA: ESTADO DA ARTE 17

AR-02 - COMPÓSITOS ATENUADORES DE RADIAÇÃO: PREPARAÇÃO E CARACTERIZAÇÃO DE P(VDF-TrFE)/ZrO₂:Y 18

AR-03 - RADÔNIO NOS GASES DO SOLO: CORRELAÇÕES COM A PERMEABILIDADE, CONCENTRAÇÃO DE ATIVIDADE DE ²²⁶Ra E PEDOLOGIAS DA RMBH - REGIÃO METROPOLITANA DE BELO HORIZONTE 19

AR-04 - AVALIAÇÃO DA GÊNESE DO RADÔNIO EM MINAS SUBTERRÂNEAS BRASILEIRAS 20

AR-05 - O EXERCÍCIO DA ENGENHARIA EM PROTEÇÃO RADIOLÓGICA 21

AR-06 - ESTUDO DOSIMÉTRICO DE UM ACELERADOR LINEAR CLÍNICO VARIAN 600 C/D UTILIZANDO O CÓDIGO MCNPX 2.6.0 22

AR-07 - REPRODUÇÃO DE CAMPOS DE RADIOTERAPIA MAMÁRIA EM SIMULADOR DE TÓRAX 23

AR-08 - NÍVEIS DE RADIAÇÃO DA TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA PROVENIENTES DO EXAME DE PET/CT PARA DIAGNÓSTICO ONCOLÓGICO... 24

AR-09 - MODULATION OF ALBUMIN EXPRESSION OF PLASMA IN RATS INDUCED BY RADIATION 25

AR-10 - SPATIAL DOSE DISTRIBUTION IN A SYNTHETIC BREAST ON A THORAX PHANTOM INDUCED BY SODIUM PERTECNETATE-^{99m}Tc (Na^{99m}TcO₄⁻) SILICON BALLON 26

AR-11 - DOSIMETRIC EVALUATION OF INHOMOGENEITY EFFECTS IN THE SPINAL CORD 27

AR-12 - TI-201 DOSIMETRY IN MYOCARDIAL PERFUSION IMAGING..... 28

AR-13 - SÍNTESE DE ALUMINATO DE LANTÂNIO DOPADO COM CARBONO (LaAlO₃:C) PARA APLICAÇÃO EM DOSIMETRIA TERMOLUMINESCENTE DA RADIAÇÃO ULTRAVIOLETA 29



AR-14 - DESENVOLVIMENTO DE UM FANTOMA DE VOXEL FEMININO PARA DOSIMETRIA INTERNA DE NOVOS RADIOFÁRMACOS	30
AR-15 - AVALIAÇÃO DOS NÍVEIS DE DOSE DE ENTRADA NA PELE EM SERVIÇOS DE MAMOGRAFIA NO ESTADO DE MINAS GERAIS	31
AR-16 - INVESTIGAÇÃO DO POTENCIAL DE DESENVOLVIMENTO DE COR DO QUARTZO POR MEIO DA ESPECTROSCOPIA RAMAN	32
AR-17 - ANÁLISE DE PARÂMETROS FUNDAMENTAIS PARA UM CÍCLOTRON PRODUTOR DE C-11	33
AR-18 - VERIFICAÇÃO DA SIMETRIA E PLANURA DO FEIXE DE ELÉTRONS DE 7MeV GERADO PELO ACELERADOR LINEAR DO HOSPITAL ALBERTO CAVALCANTI / FHEMIG	34
AR-19 - PARÂMETROS QUE AFETAM A QUALIDADE DA IMAGEM EM TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA – TC	35
AR-20 - CARACTERIZAÇÃO DE UO ₂ POR ESPECTROSCOPIA DE ABSORÇÃO NA REGIÃO DO INFRAVERMELHO	36
AR-21 - RESULTADOS PRELIMINARES DO ESTUDO DOS EFEITOS DA RADIAÇÃO CÓSMICA EM MATERIAIS SEMICONDUTORES	37
AR-22 - MEASURING THE QUALITY OF METHODS OF FIELDS SEPARATION IN RADIOTHERAPY PROCEDURES	38
AR-23 - DESENVOLVIMENTO DE DOSÍMETRO RADIOCRÔMICO À BASE DE POLÍMERO BIODEGRADÁVEL	39
AR-24 - DESENVOLVIMENTO DE DISPOSITIVOS SIMULADORES DE PATOLOGIAS MAMÁRIAS PARA TESTE DE QUALIDADE DA IMAGEM EM MAMOGRAFIA COM PHANTOM DE MAMA COMPRIMIDA	40
AR-25 - RADIOBIOLOGICAL RESPONSE IN BREAST ADENOCARCINOMA CELLS MDA MB231 AFTER IRRADIATION WITH BALLOON CONTAINING SODIUM PERTECHNETATE- ^{99m} Tc (Na ^{99m} TcO ₄ ⁻)	41
AR-26 - CONFORMAÇÃO DE PASTILHAS CERÂMICAS PARA BRAQUITERAPIA OCULAR	42
AR-27 - DESENVOLVIMENTO E CARACTERIZAÇÃO DE CRISTAIS DE K ₂ GdF ₅ , LaAlO ₃ E Al ₂ O ₃ PARA APLICAÇÃO EM DOSIMETRIA DAS RADIAÇÕES E IMAGENS DIGITAIS TERMOLUMINESCENTES PARA CAMPOS DE RADIAÇÃO DE NÊUTRONS, ULTRAVIOLETA, X E GAMA	43



AR-28 - RESULTADOS PRELIMINARES DA AVALIAÇÃO DAS DOSES NO LABIRINTO DO IRRADIADOR GAMA DO CDTN/CNEN UTILIZANDO O CÓDIGO MCNPX	44
AR-29 - DESENVOLVIMENTO DE ALGORITMOS PARA AVALIAÇÃO AUTOMÁTICA DE IMAGENS DO PHANTOM MAMA	45
AR-30 - ESTUDO DE BERILO E QUARTZO INCOLORES E BRAZILIANITA UTILIZANDO A DIFRAÇÃO DE RAIOS X, ESPECTROSCOPIA NA REGIÃO DO INFRAVERMELHO E IRRADIAÇÃO GAMA	46
<u>INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR</u>	47
IN-01 - DESENVOLVIMENTO DE UMA CÂMARA DE EXTRAPOLAÇÃO DE MATERIAL EQUIVALENTE AO AR PARA USO EM DOSIMETRIA	49
IN-02 - DESENVOLVIMENTO E MELHORIA DO PROGRAMA DE MONITORAÇÃO INTERNA DE INDIVÍDUOS OCUPACIONALMENTE EXPOSTOS (IOEs) À RADIAÇÃO IONIZANTE APLICADO AO LABORATÓRIO DE DOSIMETRIA INTERNA (LDI) DO CDTN/CNEN	50
IN-03 - DESENVOLVIMENTO DE UMA SONDA REMOTA PARA USO EM ESPECTROSCOPIA PORTÁTIL	51
<u>REATORES NUCLEARES</u>	53
RN-01 - ANTE PROJETO DO REATOR A SAL FUNDIDO DO RECIFE	55
RN-02 - SIMULAÇÃO TÉRMICA DO NÚCLEO DO REATOR ANGRA 2 ATRAVÉS DO CÓDIGO RELAP5	56
RN-03 - ANÁLISE DE SENSIBILIDADE DO MODELO RELAP5 DO NÚCLEO DO REATOR DE ANGRA2	57
RN-04 - COMBUSTÍVEL REPROCESSADO PARA USO EM ADS	58
RN-05 - SISTEMA DE CONFINAMENTO INERCIAL PARA O ESTUDO DE COMBUSTÍVEL REPROCESSADO	59
RN-06 - USINAS TERMONUCLEARES PARA GERAÇÃO SAZONALMENTE COMPLEMENTAR À GERAÇÃO HÍDRICA	60
RN-07 - ANÁLISE DE SISTEMA DE COGERAÇÃO DE UMA USINA DE DESSALINIZAÇÃO DE ÁGUA DO MAR COM REATOR DE FUSÃO	61
RN-08 - MODELAGEM E ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO VASO DE PRESSÃO DO REATOR ANGRA 2 COM O CÓDIGO RELAP5-3D	62
RN-09 - APLICAÇÃO DO CÓDIGO MCNP5 E SUAS BIBLIOTECAS DE ENERGIA	



CONTÍNUA EM ANÁLISES DE SEGURANÇA DE CRITICALIDADE	63
RN-10 - ANÁLISE DO IMPACTO DE VENENO QUEIMÁVEL NO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL	64
RN-11 - AVALIAÇÃO DA INSERÇÃO DE COMBUSTÍVEIS REPROCESSADOS DILUÍDOS EM TÓRIO EM REATORES DO TIPO PWR	65
RN-12 - CIRCUITO DE VISUALIZAÇÃO DA REFRIGERAÇÃO DE EMERGÊNCIA DE ELEMENTO COMBUSTÍVEL NUCLEAR	66
RN-13 - A NOVA GERAÇÃO DE REATORES NUCLEARES - ESTADO DA ARTE E TENDÊNCIA, COM ÊNFASE NA ECONOMIA, SEGURANÇA E PROTEÇÃO	67
RN-14 - ANÁLISE TÉRMICA DE UM REATOR DE ALTA TEMPERATURA USANDO O CÓDIGO RELAP5-3D	68
RN-15 - INVESTIGAÇÃO NUMÉRICO-EXPERIMENTAL DA CIRCULAÇÃO NATURAL EM REATORES NUCLEARES DE PISCINA	69
RN-16 - DESENVOLVIMENTO DE METODOLOGIAS E APLICAÇÃO DE TÉCNICAS DE ANÁLISE E GERENCIAMENTO DE RISCOS PARA MELHORIAS NO CONTROLE, SEGURANÇA E LICENCIAMENTO NUCLEAR DE CENTRAIS NUCLEARES	70
RN-17 - DESENVOLVIMENTO DE UMA MODELAGEM DA CENTRAL NUCLEAR DE ANGRA 1 NO CÓDIGO RELAP5: REGIME PERMANENTE A PLENA POTÊNCIA	71
RN-18 - SISTEMA PARA AFERIÇÃO DE UM DISPOSITIVO DE VELOCIMETRIA POR LASER DOPPLER	72
RN-19 - INFLUÊNCIA DAS SEÇÕES DE CHOQUE TÉRMICAS PARA O HIDRETO DE ZIRCÔNIO UTILIZANDO O CÓDIGO MONTE CARLO SERPENT 2	73
RN-20 - INVESTIGAÇÃO DA VIABILIDADE DE USO DO CÓDIGO SERPENT 2 PARA DETERMINAÇÃO DO FLUXO NEUTRÔNICO NO REATOR TRIGA IPR-R1.....	74



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

HORA	07/10/2014 – Terça-feira	08/10/2014 – Quarta-feira	09/10/2014 – Quinta-feira
8:00 às 8:35	Credenciamento		
8:40 às 9:30	<p>Abertura:</p> <p>"Formação de Pessoal na Área de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - O Papel da Pós-Graduação"</p> <p>Prof.ª Cláudia Pereira Bezerra Lima Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG</p>	<p>"Perspectivas das Radiações Ionizantes em Controle dos Tumores do Encéfalo"</p> <p>Prof. Tarcísio Passos Ribeiro de Campos Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG</p>	<p>"Métodos Diagnósticos por Imagens por Radiação Ionizante"</p> <p>Prof. Arnaldo Prata Mourão Filho Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais</p>
9:40 às 10:30	<p>"Radioatividade Natural"</p> <p>Prof.ª Talita de Oliveira Santos Departamento de Anatomia e Imagem - Faculdade de Medicina da UFMG</p>	<p>"Registro de Novos Radiofármacos: Desafios na Implementação e Condução dos Ensaio Clínicos"</p> <p>Prof. Marcelo Henrique Mamede Lewer Dep. de Anatomia e Imagem - Faculdade de Medicina da UFMG</p>	<p>"Combustível de Alta Performance para ANGRA 1 - Um Projeto com Participação Nacional"</p> <p>Eng. Eduardo Fernandes Faria Indústrias Nucleares do Brasil - INB</p>
10:40 às 11:05	Intervalo		
11:10 às 12:00	<p>"Programa Nuclear da Marinha do Brasil"</p> <p>CC (EN) Reinaldo de Melo Maeda Dra. Cláudia Giovedi Motta Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo CTMSP</p>	<p>"Fabricação de Componentes Pesados para Centrais Nucleares"</p> <p>Eng. Carlos Frederico Figueiredo Nuclebras Equipamentos Pesados S.A. – NUCLEP</p>	<p>"Avaliação da Qualidade e Requisitos de Proteção Radiológica em Mamografia"</p> <p>Prof.ª Maria do Socorro Nogueira , Carolina Marcela Vitoria Barragan Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da UFMG</p>
12:10 às 13:00	<p>"Metrologia das Radiações Ionizantes em Medicina"</p> <p>Prof. Teógenes Augusto da Silva Centro de Desenvolvimento da Tec. Nuclear - CDTN Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da UFMG</p>	<p>"A Inserção da Energia Nuclear na Matriz Elétrica Nacional e a Evolução Tecnológica dos Reatores Nucleares"</p> <p>Eng. Roberto Cardoso de A. Travassos Eletronuclear</p>	<p>"Mercado de Trabalho e Oportunidades no Setor Nuclear"</p> <p>Wilson Jorge Montalvão Eletronuclear</p>
14:00 às 16:00	<p>"The Westinghouse AP1000 Nuclear Plant: Setting The New Generation III+ World Standard"</p> <p>Carlos Leipner Westinghouse Electric Company LLC</p>	<p>"Sessão de Pôsteres"</p> <p>Apresentação de trabalhos de Pesquisa (Mestrado, Doutorado e IC)</p>	<p>Não estão programadas atividades neste período</p>



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

APLICAÇÕES DAS RADIACÕES



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



APLICAÇÃO DA TEORIA HORMESIS NA IRRADIAÇÃO DE SEMENTES PARA O AUMENTO DA PRODUÇÃO AGRÍCOLA: ESTADO DA ARTE

Renato Elias Moreira Júnior

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Biologia Geral
Belo Horizonte, Minas Gerais
renatobiorad@hotmail.com

Palavras-Chave: Teoria Hormesis; Radiações Ionizantes; Produção Agrícola

RESUMO

No ano de 1888, o farmacologista alemão Hugo Paul Friedrich Schulz foi o primeiro a descrever um fenômeno no qual substâncias tóxicas utilizadas em baixas e altas doses apresentavam efeitos opostos. Em seu experimento, aplicando-se baixas doses de toxinas, houve estímulo no crescimento de leveduras e, em altas doses, houve inibição ao crescimento. Juntamente com Rudolf Arndt, elaborou a lei de Arndt-Schultz que relatava altas concentrações de substâncias que causam estresse e inibem o crescimento e baixas concentrações que aumentam o crescimento. Tal lei é coincidente com o fenômeno conhecido como hormese ou hormesis, que é um fenômeno dose resposta, definido como o efeito estimulante de pequenas doses de substâncias que, em doses maiores, são nocivas. Tal efeito não é apenas observado em substâncias químicas, mas em qualquer agente que possa causar estresse, incluindo radiações ionizantes. Radiações horméticas são, portanto, baixas doses que promovem estímulos, que levam a um real benefício ao objeto irradiado. Atualmente a população mundial é de aproximadamente 7,15 bilhões de habitantes e segundo estimativas da ONU a população de 2050 será cerca de 9,7 bilhões e a de 2100 será aproximadamente 10,9 bilhões de habitantes. Juntamente com o aumento da população mundial, vem ocorrendo um decréscimo na produção agrícola. Vários trabalhos têm demonstrado que radiações ionizantes em baixas doses podem aumentar a produção de plantas, surgindo assim, como método alternativo para aumentar a produção de culturas de importância agrícola. Sementes irradiadas com baixas doses apresentaram efeitos biopositivos com relação ao seu desenvolvimento desde a germinação até o momento da colheita, onde apresentarão maior quantidade de frutos do que as plantas de sementes não irradiadas. São vários os trabalhos sobre aumento da produtividade com aplicação de radiações horméticas que alcançaram bons resultados, como em sementes de trigo, soja, milho, tomate e batata entre outros, irradiando-se as sementes ou tubérculos com baixas doses antes da semeadura. Assim, tal estudo refere-se a uma revisão da literatura mundial no que diz a respeito ao assunto, que tem como principal objetivo difundir a aplicação da teoria hormesis na irradiação de sementes para aumentar a produção agrícola.



COMPÓSITOS ATENUADORES DE RADIAÇÃO: PREPARAÇÃO E CARACTERIZAÇÃO DE P(VDF-TrFE)/ZrO₂:Y

Críssia C. P. Fontainha¹, Luiz de Oliveira Faria²

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, MG, Brasil
crissia@gmail.com

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
Belo Horizonte, MG, Brasil

Palavras-Chave: compósito; radioprotetor; ZrO₂:Y

RESUMO

São grandes os benefícios da radiologia médica com suas novas tecnologias no diagnóstico e tratamento do paciente. No entanto, há uma contribuição preocupante de dose de radiação à população devido aos procedimentos de alta dose, como os intervencionistas, da tomografia computadorizada (TC) e da medicina nuclear, podendo provocar efeitos deletérios ao paciente. Neste cenário, novos materiais poliméricos preenchidos com metais atenuadores são investigados objetivando proteger as regiões radiosensíveis, e reduzir a dose na entrada da pele do paciente. Neste trabalho é desenvolvido um compósito cuja matriz copolimérica Poli(fluoreto de vinilideno - trifluorethylene) P(VDF-TrFE) é preenchida com dióxido de zircônia (ZrO₂) estabilizado em 8% de Ytria (Y³⁺). No [P(VDF-TrFE)]_{49/50} dissolvido em DMAC (N,N-dimetilacetamida) o ZrO₂:Y₂O₃8% foi dispersado por meio de agitação magnética nas concentrações de 2, 4 e 8% e posteriormente sonificado. Após evaporação do solvente, obtiveram-se películas semitransparentes de 50µm. A caracterização do compósito foi feita por espectroscopia de infravermelho por transformada de Fourier (FTIR) com 32 varreduras pelo espectrômetro Bomem-100, cujo número de ondas vai de 200-4000cm⁻¹. Nos espectros de FTIR observados as bandas 667cm⁻¹ e 722cm⁻¹ estão associadas com s-estiramento do YO₂ e com o Y₂O₃ respectivamente. As bandas 471 e 744cm⁻¹ podem ser atribuídas ao ZrO₂, enquanto a fase β de P(VDF-TrFE) nas bandas 472 e 506cm⁻¹. Contudo, a saturação em alguns intervalos de banda podem ter ocorrido pela fina espessura da película. O filme radiocrômico XR-QA2 Gafchromic® digitalizado no modo de alta resolução foi utilizado na caracterização dosimétrica e na determinação da distribuição de aglomerados das partículas de ZrO₂ na matriz do copolímero. Foi utilizada a qualidade de radiação RQ5 de acordo com a IEC61267: 2005 no equipamento de raios X fabricante PANTAK SEIFERT modelo Isovolt 320HS com a exposição de 10mGy. Os compósitos foram colocados entre dois filmes radiocrômicos, de tal forma que um filme se encontra diretamente exposto ao feixe de raios X e o outro mede o feixe atenuado. Os filmes radiocrômicos irradiados foram escaneados sob as mesmas condições e no formato de imagem TIFF foram avaliados pelo programa *Image J*®. Foram lidas as intensidades da cor vermelha, do componente RGB, no mesmo tamanho de ROI para a calibração do filme radiocrômico e para as medidas atenuação. O compósito P(VDF-TrFE) dopado com 8% de ZrO₂:Y₂O₃8% apresentou um fator de atenuação de 17,1% indicando que este material possui grande potencial para ser usado como atenuador de radiação em procedimentos médicos de altas doses.



RADÔNIO NOS GASES DO SOLO: CORRELAÇÕES COM A PERMEABILIDADE, CONCENTRAÇÃO DE ATIVIDADE DE ^{226}Ra E PEDOLOGIAS DA RMBH - REGIÃO METROPOLITANA DE BELO HORIZONTE

E. Lara¹, Z. Rocha², F. J. Rios², A. H. Oliveira¹

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
evelise.lara@gmail.com
heeren@nuclear.ufmg.br

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/ Comissão Nacional de Energia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
rochaz@cdtn.br
rios@cdtn.br

Palavras-Chave: radônio; pedologia; permeabilidade

RESUMO

As características físicas e geoquímicas dos solos constituem fatores bastante expressivos no que tange a disponibilidade e migração de radônio. Os processos geoquímicos que envolvem o ^{226}Ra estão intimamente relacionados ao ^{222}Rn , fazendo do ^{226}Ra um potencial indicador de áreas susceptíveis ao ^{222}Rn . Já a permeabilidade dos solos constitui um fator fundamental para determinação do potencial de risco do radônio em ambientes interiores. Neste contexto, o presente estudo correlaciona a permeabilidade dos solos aos seus gases naturais, as concentrações de atividade de ^{226}Ra em diferentes pedologias e as concentrações de ^{222}Rn nos gases do solo. Para tanto, foram determinadas: as concentrações de radônio nos gases do solo em cerca de 150 medições distribuídas pelas pedologias da RMBH, utilizando o monitor AlphaGUARD[®], SAPHYMO (Alemanha); as concentrações de atividade de ^{226}Ra nos solos por espectrometria gama (HPGe); e as permeabilidades do solo utilizando o permeâmetro RADON-JOK[®], RADON V.O.S (República Tcheca). As concentrações médias de radônio nos gases do solo apresentaram uma variação de $13,6 \pm 3,0 \text{ kBq.m}^{-3}$ para os Neosolos Litólicos a $60,6 \pm 8,7 \text{ kBq.m}^{-3}$ para os Latossolos Vermelhos perférricos. Já as concentrações de atividade ^{226}Ra obtiveram médias mínimas e máximas de $12,4 \pm 2,0 \text{ Bq.kg}^{-1}$ para Neosolos Litólicos, e $53,6 \pm 0,4 \text{ Bq.kg}^{-1}$ para o Latossolos Vermelhos perférricos, respectivamente. Observou-se uma grande variação nas permeabilidades dos solos, da ordem de 10^{-14} m^2 (baixa permeabilidade) a 10^{-11} m^2 (alta permeabilidade), sendo que 40% dos solos analisados apresentaram alta permeabilidade. Também foi avaliado o indicador utilizado para estimar o risco do radônio no ar em ambientes interiores - Soil Radon Index (SRI), o qual se mostrou igualmente elevado para os Latossolos Vermelhos perférricos. A análise de variância realizada para as classes pedológicas demonstrou que a variação nas concentrações de radônio nos gases do solo é fortemente influenciada pela pedologia da região.



AVALIAÇÃO DA GÊNESE DO RADÔNIO EM MINAS SUBTERRÂNEAS BRASILEIRAS

Talita O. Santos^{1,2,3}, Zildete Rocha³, Vandir A. Gouvea⁴, Paulo Cruz⁴, João B. Siqueira⁴, Gabriela B. D. de Araujo³, Vanderlei Vasconcelos³, Arno H. Oliveira¹

¹ Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais
Belo Horizonte, Minas Gerais

² Departamento de Anatomia e Imagem, Universidade Federal de Minas Gerais, Brazil
Belo Horizonte, Minas Gerais

³ Serviço de meio Ambiente, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais

⁴ Coordenação de Controle de Matérias Primas e Minerais, Comissão Nacional de Energia Nuclear
Rio de Janeiro, Rio de Janeiro

Palavras-Chave: Radônio; rádio; detectores

RESUMO

Altas concentrações de radônio e da sua progênie podem ocorrer no interior de minas subterrâneas. Essa concentração é consequência do transporte do radônio presente no interstício dos grãos e das fraturas das rochas para o interior das galerias por meio da circulação de ar e de água. A importância de cada processo de transferência relaciona-se com as fraturas tectônicas e geológicas da formação e do comportamento hidrogeológico do aquífero. Diante disso, esse trabalho pretende avaliar a gênese geológica do ^{222}Rn no interior de 6 minas subterrâneas brasileiras. Para tanto, a concentração de ^{222}Rn no ar foi obtida utilizando o monitor contínuo AlphaGUARD e o detector de traços CR-39; as concentrações de ^{222}Rn e ^{226}Ra em águas subterrâneas foram determinadas com o detector de estado sólido RAD7 (DurrIDGE); e a atividade específica de ^{226}Ra (^{214}Bi) em amostras de minérios foi medida através de espectrometria gama com detector HPGe. Assim, a concentração de ^{222}Rn no ar se encontra na faixa de 113 a 4964 Bq.m⁻³ e a contribuição de cada fonte variou de mina para mina. Os resultados obtidos estabelecerão um banco de dados que subsidiarão a elaboração de uma norma brasileira específica.



O EXERCÍCIO DA ENGENHARIA EM PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Martin Kruel Elbern, Eduardo de Brito Souto, Gabriel D'Arrigo de Brito Souto

Pro-Rad Consultores em Radioproteção S/S Ltda.

Cachoeirinha, RS

comercial@prorad.com.br

Palavras-Chave: Engenharia, Radioproteção, Fiscalização

RESUMO

Proteção Radiológica é Engenharia. O Decreto-Lei 23.569/33, assinado por Getúlio Vargas, regulamentou as profissões de engenheiro e nasceu da necessidade de proteger a sociedade. Atualmente existem mais de 50 modalidades de engenharia regulamentadas pelo sistema CONFEA/CREA, dentre as quais podem-se destacar as modalidades de engenharia de segurança do trabalho, elétrica e eletrônica. Neste trabalho as atividades de radioproteção relacionadas à engenharia elétrica e de segurança do trabalho serão analisadas do ponto de vista da lei federal nº 5.194/66, das Resoluções do CONFEA nº 218/73 e 359/91, da Portaria 453/98 da SVS/MS (atual ANVISA), das Normas Regulamentadoras do MTE e das Resoluções da CNEN. Destaca-se também a Lei federal 6.496/77 que instituiu a obrigatoriedade da Anotação de Responsabilidade Técnica para todos os serviços de engenharia. Dentre os serviços de radioproteção relacionados à engenharia destacam-se: Controle de qualidade de máquinas elétricas (equipamentos emissores de radiação), Mensuração, Avaliação e emissão de Laudo Técnico de Radiometria (para radiação ionizante ou não ionizante), Vistoria e Perícia de equipamentos emissores de radiação, Avaliação de contenção de material perigoso (teste de esfregão), Avaliação de EPI (Equipamento de Proteção Individual), Projetos de Blindagem (que são Equipamentos de Proteção Coletiva), elaboração de Planos (Radioproteção, PPR, emergências), Laudo Técnico de Condições Ambientais de Trabalho e Perícias trabalhistas; inclusive relacionados a fontes radioativas. Cabe ao profissional de engenharia e àqueles que fiscalizam seu exercício aplicar o conhecimento técnico e a hermenêutica. Controvérsias e legislações que ferem direitos e a teoria do ordenamento jurídico devem ser reavaliadas e melhoradas. Em alguns casos percebe-se a melhor das intenções, mas aplicações inadequadas; em outros fica a dúvida: A que entidades esta legislação é benéfica? Sem dúvida a proteção radiológica é uma área multidisciplinar, dentre as quais inclui a engenharia. O engenheiro é profissional essencial para a proteção dos trabalhadores e da sociedade. Por exemplo: Não incluir o engenheiro de segurança do trabalho pode levar a segregação entre o Serviço de Radioproteção e o SESMT. Conseqüentemente pode resultar em processos judiciais caros e desnecessários. Não incluir o engenheiro eletricista pode significar métodos de mensuração e avaliação inapropriados no controle de qualidade de equipamentos emissores de raios X, com conclusões falaciosas e maior dose para o IOE e o paciente. Indispensável, portanto, o trabalho do engenheiro. Todos estes serviços derivam de atribuições garantidas por lei, porém o engenheiro, constantemente, necessita prestar esclarecimentos às autoridades para fazer valer o direito de exercer sua profissão em Proteção Radiológica.



ESTUDO DOSIMÉTRICO DE UM ACELERADOR LINEAR CLÍNICO VARIAN 600 C/D UTILIZANDO O CÓDIGO MCNPX2.6.0

**Jorge Luis Batista Cancino, Clarysson Alberto Mello da Silva,
Rômulo Verdolin de Sousa, Claúbia Pereira**

Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia,
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
jbcancino87@gmail.com

Palavras-Chave: Acelerador Linear Clínico; Simulação com MCNPX 2.6.0; Curvas de Isodose.

RESUMO

O câncer é a causa de morte de 1 em cada 8 pessoas no mundo. No Brasil, existe uma previsão de 576.580 novos casos para 2014. Uma das formas de tratamento mais usadas para este tipo de enfermidade é a Radioterapia, onde os Aceleradores Lineares (LINAC) é a modalidade preferida, pois oferece a possibilidade de tratar lesões profundas. O Ministério da Saúde Brasileiro, conta com 233 LINACs, onde mais de 60% são de baixa energia (4-6 MeV) sendo a VARIAN a principal empresa distribuidora. Baseado no grande uso dos LINACs de baixa energia no Brasil e com o objetivo de criar uma forte ferramenta em cálculos dosimétricos e de blindagem, surge a ideia de validar um modelo de CLINAC 600 C/D da VARIAN, usando o código Monte Carlo MCNPX 2.6.0. Desta forma, a metodologia desenvolvida possibilitará uma melhoria no planejamento dos tratamentos de radioterapia. O trabalho tem como objetivo principal a validação de um modelo de CLINAC 600C/D simulado com MCNPX 2.6.0. Tal validação será feita através da análise e da comparação entre as curvas de isodoses estimadas por este código e as curvas de isodose obtidas em medições experimentais. Na simulação incluem-se os principais dispositivos da cabeça do CLINAC. É usada uma cuba de água de 30 cm x 30 cm x 30 cm como *Fantoma* com superfície distanciada de 100 cm do feixe de elétrons. Na modelagem considera-se um feixe monoenergético de elétrons com uma Distribuição Gaussiana com valor médio de 6.3 MeV. Para a construção das curvas de isodose, utiliza-se o tally TMESH3 que expressa dados em unidades de MeV/cm^3 . Vasa-se em detectores em forma de microcubos com disposição contínua. Para se obter os dados experimentais, utiliza-se uma Câmara de Ionização. Realizam-se cálculos de dose em profundidade y dose superficial. Como resultado obteve-se uma alta correspondência entre as curvas de isodose calculadas com MCNPX 2.6.0 e as curvas dos dados experimentais. Conclui-se que o modelo de cabeça do CLINAC 600 C/D da VARIAN é fiável para fazer cálculos dosimétrico e de blindagem com um baixo grau de incerteza. Como sugestão do trabalho, pretende-se reconstruir o espectro de fótons do CLINAC 600 C/D para obter um modelo mais real que contribua para a melhoria dos planos de tratamentos de radioterapia.



REPRODUÇÃO DE CAMPOS DE RADIOTERAPIA MAMÁRIA EM SIMULADOR DE TÓRAX

**Sabrina Donato da Silva¹, Luciana Batista Nogueira²,
Tarcisio Passos Ribeiro Campos¹**

¹Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Escola de Engenharia
sadonatosilva@hotmail.com; tprcampos@yahoo.com.br

²Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Anatomia e Imagem – IMA
Faculdade de Medicina
Belo Horizonte, Minas Gerais
lucibn19@yahoo.com.br

Palavras-Chave: neoplasia de mama, radioterapia de mama, dosimetria

RESUMO

A neoplasia de mama é a principal causa de morte por câncer nas mulheres em todo mundo. Contudo, possui um bom prognóstico que está associado à detecção precoce e à oferta de tratamento adequado. A radioterapia é uma das modalidades terapêuticas para o tratamento destas neoplasias. A teleterapia de mama pode ser curativa, geralmente liberando 50 Gy em frações diárias de 2,0 a 1,8 Gy; ou, paliativa, com dose de 20 a 30 Gy, visando à remissão sintomatológica e a melhoria da qualidade de vida. O planejamento em teleterapia envolve uma série de procedimentos, objetivando a localização do volume tumoral, o volume alvo e a quantificação homogênea da dose prescrita no volume tratado. Os planejamentos radioterápicos podem ser bidimensional (2D), realizado através de duas radiografias do paciente, ou tridimensional (3D) baseada em uma tomografia computadorizada. Além das técnicas 2D e 3D, outras técnicas vem sendo empregadas como a radioterapia conformacional 3D, a radioterapia de Intensidade Modulada (IMRT) ou o hipofracionamento, entre outras. Por sua vez, o tratamento radioterápico deve ser realizado de forma criteriosa utilizando equipamentos e fracionamentos adequados. A avaliação das doses absorvidas no interior e em torno dos órgãos expostos na teleterapia de mama é necessária para fins de validação dosimétrica do planejamento e das seções de irradiação. Os simuladores físicos podem auxiliar neste contexto. Por conseguinte, materiais que absorvem e espalham a radiação ionizante de forma semelhante ao corpo humano, os ditos fantasmas, podem se tornar ferramentas importantes em processos de validação da radioterapia. Dentro desse contexto, o objetivo deste trabalho é realizar uma revisão das principais técnicas de planejamentos empregados na radioterapia de mama, além de reproduzir os campos de radiação utilizados no tratamento dessa neoplasia em um simulador de tórax. O arcabouço ósseo de uma fantoma de tórax previamente construído pelo Núcleo de Irradiação Ionizante do Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG, composto de material tecido equivalente, com composição baseada na ICRU-44, demonstrou densidade óssea e radiográfica similares ao tecido ósseo humano. A próxima etapa deste trabalho é aprimorar o arcabouço esquelético com órgãos internos e mamas sintéticas, objetivando a reprodução e mensuração das doses internas relativo aos campos de radiação utilizados no tratamento radioterápico de mama. Espera-se obter com o aprimoramento do fantoma de tórax dados dosimétricos internos acurados que auxiliaram na validação dos campos de irradiação de mama.



NÍVEIS DE RADIAÇÃO DA TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA PROVENIENTES DO EXAME DE PET/CT PARA DIAGNÓSTICO ONCOLÓGICO

Felipe Dias Bernardes¹, Priscila do Carmo Santana²

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Belo Horizonte, Minas Gerais
felipe.diasb@yahoo.com.br

² Universidade Federal de Minas Gerais
Belo Horizonte, Minas Gerais
pridili@gmail.com

Palavras-Chave: Tomografia Computadorizada; dose absorvida; dose efetiva; PET/CT

RESUMO

A tomografia computadorizada (CT) permite aquisição de imagens anatômicas fornecendo uma localização precisa de lesões ou estruturas em estudo, entretanto essa modalidade diagnóstica resulta em alto nível de radiação ao paciente. Em exames de PET/CT o paciente é submetido a duas modalidades diagnósticas, a CT e a tomografia por emissão de pósitrons (PET). Níveis de radiação provenientes da CT dos pacientes submetidos ao PET/CT para diagnóstico oncológico foram determinados utilizando simuladores antropomórficos, que possuem densidade similar ao corpo humano nos modelos feminino e masculino, e detectores termoluminescentes alocados em pontos estratégicos ligados a radiosensibilidade do órgão e a probabilidade de interação da radiação dessas estruturas. Os protocolos utilizados foram similares aos pacientes oncológicos do Centro de Imagem Molecular (CIMol) da Faculdade de Medicina da Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG). Os simuladores foram irradiados uma única vez, porém em cada ponto de interesse foram posicionados três dosímetros termoluminescentes para maior confiabilidade metrológica. A dose absorvida mais significativa foi na região dos testículos no simulador masculino e intestino delgado no simulador feminino. O simulador masculino forneceu uma dose absorvida maior em relação ao feminino em aproximadamente 32%. A dose efetiva proveniente da CT no simulador masculino foi de $(3,67 \pm 0,95)$ mSv e no feminino foi de $(2,51 \pm 0,65)$ mSv. A aplicação de técnicas dosimétricas possibilita a criação de novos protocolos otimizados para formação de imagem em equipamentos que empregam radiação ionizante, consolidando imagens de alta qualidade e níveis de radiação menores nos pacientes.



MODULATION OF ALBUMIN EXPRESSION OF PLASMA IN RATS INDUCED BY RADIATION

Celso V. Lima, Patrícia Falcão, Tarcísio R. P. Campos

Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo Horizonte, MG, Brasil

limacv2004@yahoo.com.br

Key words: albumin; radiation; blood

ABSTRACT

The objective of this research is to investigate and quantify the modulation of expression of plasma proteins in radiation-induced rats. This change is reported to plasma albumin according to the whole body radiation. Wistar rats were 12 to 16 weeks of age with a body weight range of 300-380 g, with a photoperiod of 12 h with free access to water and food. These animals were subjected to treatment with radiation cobalt source at a dose of 5 Gy, and the periods of 12, 24, 48, 72 and 96 h after treatment with radiation. These animals were anesthetized and under anesthesia, these thoracic and abdominal laparotomies were performed, and then 1 mL of blood was collected from cava vein, renal vein, splenic vein, jugular vein and pulmonary vein. The blood was heparinized and then separated by centrifugation (2500 rpm / 30 min). The plasma was separated, aliquots were subjected to SDS / PAGE 10% process. The gels were subjected to staining process. The images were scanned and analyzed with Image J. software. There was a marked reduction in the concentration of the protein albumin in the blood in almost all regions studied compared to the albumin concentration of the rats control group, not treated with radiation. Our data have showed reduction of the albumin expression in the blood of the 5 Gy total body irradiated rats. This fact contributes to the worsening of side effects of this treatment because albumin is the major blood protein and it is responsible for controlling blood osmolarity and much of the transport of substances such as hormones, nutrients and drugs.



SPATIAL DOSE DISTRIBUTION IN A SYNTHETIC BREAST ON A THORAX PHANTOM INDUCIED BY SODIUM PERTECNETATE-^{99m}Tc (Na^{99m}TcO₄⁻) SILICON BALLON

Carla Flávia de Lima^{1,2}, Tarcísio Passos Ribeiro de Campos¹

¹ Programa de Ciências e Técnicas Nucleares do Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais.
Belo Horizonte, Minas Gerais.

² Ecograf – Núcleo de Diagnóstico Cardiovascular S/C Ltda.
Belo Horizonte, Minas Gerais.
carla.flavia@terra.com.br

Key words: Breast cancer; Radiotherapy; Dosimetry

ABSTRACT

Breast cancer is the most frequent malignant neoplasm in women, especially after age of 50, ranking first in developed countries. It is the fifth cause of death worldwide and the third in Europe, after lung and colorectal cancer, causing half million deaths every year. The use of radiotherapy as a component of breast-conserving therapy or after mastectomy has been proven to reduce the risk of loco-regional recurrence and improve long term breast cancer specific and overall survival. Despite of that, it is necessary to improve the radiation therapy doses on the tumor *in situ*, reduce the collateral effects from the treatment and make medical expanding lower. A silicon balloon was placed internally in the left synthetic breast of a thorax phantom at the lateral superior quadrant of the armpit. A radiochromic film of 10 x 10 cm was affixed on near the balloon in the sagittal direction, having the balloon centered. The balloon was filled with 3 mL of 25.9 GBq (700 mCi) of Na^{99m}TcO₄⁻ and held by 24 h (4 T_{1/2}). The radiochromic film was sensitized, removed. After the irradiation, the sensitized films was digitalizes at scanner of transmission HP. The program ImageDIG and ImageJ were used to decompose each image in its components R and G. The data had been analyzed based on the intensity of Red and Green components, RGB (Red, green, blue). A calibration curve was used to convert optical density from the film on absorbed dose. So, spatial dose distribution was generated. The results shown that the application Na^{99m}TcO₄⁻ implies high dose in the breast tissue adjacent to the tumor and preserves vital structures adjacent. In conclusion, the balloon presents itself as a viable option for the adjunctive treatment of breast cancer in patients who have appropriate indication. Irradiation with sodium Na^{99m}TcO₄⁻ generates high doses in breast tissue and consequently in the tumor bed. This treatment has low cost, availability and reduced time of treatment, decreasing the side effects of conventional radiotherapy.



DOSIMETRIC EVALUATION OF INHOMOGENEITY EFFECTS IN THE SPINAL CORD

André L.S. Castro¹, Larissa Thompson¹, Hugo L.L. Silva², Tarcísio P.R. Campos¹

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo Horizonte, Minas Gerais

radioterapia.andre@gmail.com, larissathompson@hotmail.com, tprcampos@yahoo.com.br

² Santa Casa de Misericórdia de Belo Horizonte

Belo Horizonte, Minas Gerais

radioterapia.hugo@yahoo.com.br

Key words: Radiotherapy; Inhomogeneity effects; Spinal cord

ABSTRACT

The human body consists of a variety of tissues and cavities with different physical and radiological properties. The presence of these inhomogeneities will produce changes in the dose distribution, depending on the amount and type of material present and on the quality of radiation. The aim of this paper is to investigate the influence of the vertebral column on the absorbed dose along the spinal cord. The methodology consisted on developing a simplified equivalent tissue material phantom for dosimetric studies of bone tissue inhomogeneity. The detector used in this paper was the radiochromic film EBT2, developed for measuring absorbed radiation doses used in high energy radiotherapy for a wide dose range, from 0.01 Gy to 40.0 Gy. The radiotherapy planning of the phantom was performed by Soma Vision / CadPlan Varian Medical Systems software. The dosimetric results measured in the film were therefore compared to those predicted by the treatment planning system. The findings suggested an absorbed dose increase of 5% to 10% in bone-tissue interface and punctual doses of 245 cGy. It is concluded that the treatment planning system analyzed do not reproduce reliably the absorbed dose within an inhomogeneity. Therefore, it is evident the importance of searching for new tools and methods such as experimental simulations to properly access the absorbed doses in tissues and understand the clinic effect of this dose distribution.



TI-201 DOSIMETRY IN MYOCARDIAL PERFUSION IMAGING

**Janine Muniz Toledo¹, Bruno Machado Trindade²,
Tarcísio Passos Ribeiro Campos¹**

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
janine.toledo@gmail.com; tprcampos@yahoo.com

² University of Ottawa
Ontário, Canadá
bmtrindade@yahoo.com

Key words: myocardial perfusion imaging; dosimetric; TI-201

ABSTRACT

This paper conducts a recalling in myocardial perfusion imaging followed by a spatial dosimetric investigation of the TI-201 distributed at the myocardium. Radiological data manipulation was performed in order to create a computational voxel model of the heart. A set of images obtained by thoracic angiotomography and abdominal aorta was set up providing anatomic and functional information for heart modeling in SISCODES code. A homogeneous distribution of TI-201 was assumed into the cardiac muscle. Simulations of the transport of particles through the voxels and the interaction with the heart tissues were performed on the MCNP – Monte Carlo Code. The spatial dose distribution in the heart model is displayed as well as the dose versus volume histogram of the heart muscle. An analytical alternative model is addressed to the data validation. The present computational tools can generate spatial doses distribution in myocardial perfusion imaging. Specially, the dosimetry performed elucidates imparted dose in the myocardial muscle per unit of injected TI-201 activity, which can contribute to future deterministic effect investigations.



SÍNTESE DE ALUMINATO DE LANTÂNIO DOPADO COM CARBONO (LaAlO₃:C) PARA APLICAÇÃO EM DOSIMETRIA TERMOLUMINESCENTE DA RADIAÇÃO ULTRAVIOLETA

Neriene Alves¹, Wilmar Barbosa Ferraz², Luiz Oliveira de Faria^{1,2}

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo horizonte, MG

neire.radiologia@yahoo.com.br; farialo@cdtn.br

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)

Belo horizonte, MG

ferrazw@cdtn.br

Palavras-Chave: Aluminato de lantânio; Dosimetria; Radiação ultravioleta

RESUMO

Um dos melhores materiais termoluminescentes descobertos é o monocristal da alumina em sua fase alfa (α -Al₂O₃), quando dopada com átomos de carbono. Recentemente, o monocristal aluminato de lantânio dopado com cério e disprósio (LaAlO₃:Ce,Dy) foi proposto para ser utilizado como um dosímetro termoluminescente para campos de radiação ultravioleta (RUV). Nessa perspectiva, neste trabalho nós exploramos a ideia de introduzir átomos de carbono na estrutura cristalina do policristal aluminato de lantânio, de modo a investigar as propriedades termoluminescentes para campos de RUV. Assim, o LaAlO₃ foi sintetizado pelo método de reação do estado sólido pela mistura dos óxidos de alumínio e lantânio na mesma proporção. A mistura com diferentes concentrações de carbono sob a forma de grafite foi calcinada e então sinterizada em atmosfera redutora à alta temperatura. O pó resultante foi então caracterizado por difração de raios X, que confirmou a obtenção da fase desejada (LaAlO₃). Dentre os diferentes percentuais de dopagens investigados todos apresentaram termoluminescência quando expostos á RUV. As melhores respostas foram obtidas para as composições sem dopagem e aquelas com 0,1 e 0,5 % de carbono, que serão melhor investigadas no decorrer do projeto. Pudemos confirmar assim que o método de síntese foi efetivo na formação do aluminato de lantânio com significativa sensibilidade termoluminescente. Acreditamos que esse novo material possui grande potencial para aplicação em dosimetria das radiações, em especial a radiação ultravioleta.



DESENVOLVIMENTO DE UM FANTOMA DE VOXEL FEMININO PARA DOSIMETRIA INTERNA DE NOVOS RADIOFÁRMACOS

Bruno M. Mendes^{1,2}, Iassudara G. Almeida², Bruno Trindade², Tarcísio P. R. Campos²

¹ Centro de desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN.
Belo Horizonte, MG
bmm@cdtn.br

² Universidade Federal de Minas Gerais – UFMG, Departamento de Engenharia Nuclear - NRI.
Belo Horizonte, MG.
tpcampos@yahoo.com.br

Palavras-Chave: Dosimetria Interna; Modelo de voxel; MCNP

RESUMO

A dosimetria de radiofármacos fundamentou-se até recentemente (2008) em modelos analíticos padronizados e captações homogêneas, seguindo o formalismo MIRD. Muitos autores tem questionado o excesso de simplificação dos fantasmas analíticos. Os principais parâmetros que podem resultar em erros no cálculo da dose absorvida nos órgãos de interesse desse tipo de fantoma são: i) a distância relativa entre órgãos-fonte e órgãos-alvo (no caso de radiações penetrantes); e ii) a massa dos órgãos (no caso de radiações não penetrantes). Os modelos de voxels, além de possibilitar uma representação anatômica mais realística, permitem a visualização da distribuição espacial das doses em órgãos de interesse. Dessa forma, podem fornecer dados dosimétricos muito mais abrangentes e complexos que os modelos homogêneos padronizados. Esse trabalho teve como objetivo o desenvolvimento de um fantoma computacional de voxels feminino para avaliação dosimétrica em medicina nuclear de radiofármacos PET e SPECT utilizando o código MCNP. O modelo de voxels foi baseado nas imagens do exemplar feminino do Visible Human Project® disponíveis na internet. Cortes transversais espaçados de dez em dez milímetros do topo da cabeça à base do abdômen foram utilizados. Cada um dos cortes foi dividido em malhas de 10 x 10 milímetros. Dessa forma a resolução resultante foi de 10 x 10 x 10 milímetros. A montagem modelo, o reconhecimento dos tecidos e a exportação para o MCNP foram realizados utilizando o software SISCODES, desenvolvido pelo NRI/DEN - UFMG. A composição elementar e a densidade dos órgãos/tecidos foram obtidas no ICRU-46 e ICRP-110. Foi obtido um modelo de voxel feminino, implementado para o código MCNP. A anatomia dos órgãos do modelo de voxels é bem mais próxima do real do que a apresentada pelo modelo analítico. As massas dos órgãos do modelo obtido apresentaram um erro médio de 1% em comparação com a ‘mulher referência’ (ICRP-89). Contudo, variações superiores a 30% foram observadas em pequenos órgãos como útero e bexiga urinária. Tal fato decorre especialmente das diferenças anatômicas interindividuais e de efeito de volume parcial. Os órgãos menores são especialmente sensíveis a esse efeito, considerando a resolução utilizada. Estudos para obtenção das Frações Absorvidas Específicas (SAF) para cada órgão e comparações com os dados de outros modelos analíticos e de voxel disponíveis serão realizados em futuro próximo.



AVALIAÇÃO DOS NÍVEIS DE DOSE DE ENTRADA NA PELE EM SERVIÇOS DE MAMOGRAFIA NO ESTADO DE MINAS GERAIS

**Leandro de A. Vieira¹, Geórgia S. Joana^{2,3}, Jeyselaine R. de Oliveira¹,
Adriana C. Z. César¹, Maria do S. Nogueira^{2,3}**

¹ Superintendência de Vigilância Sanitária. Secretaria de Estado da Saúde de Minas Gerais – SES/MG
Belo Horizonte, MG
leandro.vieira@saude.mg.gov.br

² Universidade Federal de Minas Gerais
Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

³ Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear CDTN/CNEN
Belo Horizonte, MG
georgia.joana@gmail.com

Palavras-Chave: DEP, níveis de referência de dose, mamografia

RESUMO

Níveis de referência de radiodiagnóstico (NRD) são valores de dose para exames que não devem ser ultrapassados quando são aplicadas as boas práticas correntes relativas ao diagnóstico. NRDs têm sido sugeridos por diversas entidades de proteção radiológica como instrumento regulador para otimização das exposições médicas. No Brasil, esses níveis são determinados pela Portaria do Ministério da Saúde nº453/1998. Em mamografia, o NRD é de 10 mGy de kerma no ar na superfície de entrada, para uma mama comprimida de 4,5 cm, utilizando anodo e filtração de molibdênio. O avanço tecnológico na prática do radiodiagnóstico tem sido fundamental para a detecção precoce de nódulos malignos na mama, porém este não vem sendo acompanhado da otimização dos níveis de dose. O objetivo é avaliar os valores representativos das doses administradas às pacientes nos exames de mamografia realizados em MG, a partir do levantamento dos níveis de Dose de Entrada na Pele (DEP) baseado nos procedimentos e NRD recomendados pela legislação vigente. Foram avaliados 79 mamógrafos de 31 cidades do Estado, cerca de 15% dos equipamentos em uso. Os valores de DEP foram obtidos a partir dos relatórios de testes de constância elaborados por profissionais credenciados pela Vigilância Sanitária (VISA), de equipamentos que foram aprovados nos testes de desempenho. Os valores de tensão do tubo utilizados variaram de 24 a 31 kVp, o produto corrente-tempo de 29 a 160 mAs e a DEP de 2,16 a 16,81 mGy, para diferentes tipos de fabricantes/modelos de equipamentos. O pico da distribuição de tensão aplicada ficou entre 27 e 28 kVp. A distribuição de DEP para essas tensões apresentou desvios padrões de 4,12 e 10,3 respectivamente. O 1º quartil ficou em 6,06 mGy e o 3º quartil, próximo ao NRD, com 9,83 mGy. A média e a mediana foram de 8,08 mGy. 25,3% dos mamógrafos apresentaram doses acima NRD para mamografia. A grande variação nos valores de DEP decorre principalmente da variedade parâmetros de exposição utilizada para medida da dose, independente do fabricante do equipamento. O fato de esses equipamentos terem sido aprovados nos testes de desempenho demonstram a necessidade da otimização dos dispositivos de controle automático de exposição. Além disto, o fato de o 3º quartil ter se apresentado muito próximo ao NRD reforça a importância do papel da VISA em regular e monitorar as práticas em mamografia, considerando a elevada radiosensibilidade do tecido glandular mamário e que rastreamento por mamografia é realizado em mulheres assintomáticas.



INVESTIGAÇÃO DO POTENCIAL DE DESENVOLVIMENTO DE COR DO QUARTZO POR MEIO DA ESPECTROSCOPIA RAMAN

Danielle Gomides Alkmin¹, Fernando Soares Lameiras²

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN)

Belo Horizonte, Minas Gerais

¹ alkmi@yahoo.com.br ; ² fsl@cdtn.br

Palavras-Chave: Raman; irradiação; quartzo; cor;

RESUMO

O quartzo incolor pode ser exposto à radiação ionizante (raios gama ou feixe de elétrons de alta energia) a fim de adquirir diferentes cores para a indústria das jóias. A formação da cor é devida à presença de vestígios de alguns elementos, tais como alumínio, ferro, hidrogênio, lítio e sódio. Cristais de quartzo são geralmente extraídos incolores da natureza, sendo necessário separar aqueles que podem desenvolver cores daqueles que não podem. Isto pode ser feito por meio de testes de irradiação, que levam um longo tempo. Outra maneira é obter a assinatura do espectro na região do infravermelho do quartzo incolor, o qual pode ser adquirido em poucos minutos. A obtenção do espectro no campo, por meio de equipamentos portáteis, tornaria essa separação muito mais eficiente. Porém, a análise espectroscópica portátil na região do infravermelho ainda é muito cara. A espectroscopia Raman está agora disponível como uma técnica de baixo custo e portabilidade, sendo frequentemente considerada para utilização na separação do quartzo incolor. A proposta deste estudo visa investigar a utilização da espectroscopia Raman como um substituto para a espectroscopia na região do infravermelho na avaliação do potencial de desenvolvimento de cor do quartzo incolor. Nota-se que a espectroscopia Raman é eficiente para caracterizar o quartzo quanto à sua composição SiO_2 , cujos sinais são relativamente intensos e já bem descritos na literatura. Porém, este trabalho mostrou que a detecção dos tênues sinais de espalhamento Raman relativos às impurezas causadoras de cor pode até ser possível, mas ainda é muito difícil, ocorrendo somente em condições muito especiais e com longo tempo de aquisição em aparelhos Raman convencionais e não portáteis. Isso dificulta e inviabiliza a utilização deste método para a análise das amostras ainda no campo. Foi encontrada uma banda em 3595 cm^{-1} de deslocamento Raman, que se manifestou apenas na análise do eixo c de uma prasiolita excitada por laser em alta potência de 514 nm. Esta banda não foi encontrada em quartzos que não desenvolvem cor após a irradiação e precisa ser mais estudada.



ANÁLISE DE PARÂMETROS FUNDAMENTAIS PARA UM CÍCLOTRON PRODUTOR DE C-11

Gustavo L. Campos^{1,2}, Tarcísio P. R. de Campos¹

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo Horizonte, MG

lobato.prof@gmail.com; tprcampos@pq.cnpq.br

² Instituto de Educação Ciência e Tecnologia de Minas Gerais – IFMG

Campus Formiga, MG

Palavras-Chave: Cíclotron; C-11; Rendimento

RESUMO

A importância dos cíclotrons tem crescido ao longo dos últimos anos no Brasil, especialmente quando envolvem a produção de radioisótopos para aplicação na medicina nuclear. Radionuclídeos de meia vida curta, como o carbono-11 ($t_{1/2} = 20.4$ min), são de grande interesse como percussores de diversos radiofármacos; entretanto, sua meia vida curta limita sua aplicação no vasto território brasileiro. Assim, pesquisas recentes buscam pelo desenvolvimento de um acelerador compacto, eficiente, e de baixo custo, capaz de ser operado em centros médicos. Existe uma série de aspectos ligados à engenharia quando se desenvolve um cíclotron para produção de radioisótopos. A viabilidade da reação nuclear pela seção de choque é um dos pontos de maior interesse, e consequentemente a taxa de produção da reação nuclear no alvo. Desta forma, esta pesquisa tem foco no rendimento de produção do radioisótopo C-11, para assim definir alguns parâmetros importantes do acelerador de partículas. O objetivo é otimizar o rendimento (no final do bombardeamento, EOB “end of bombardment”) a partir de parâmetros do acelerador, como a corrente do feixe e o tempo de irradiação. Dados de literaturas para o carbono-11 foram considerados e aplicados como referência na equação de atividade de EOB. Uma rotina em Matlab foi desenvolvida, e resultados com proximidade superior a 90% aos valores de referências foram obtidos. Assim parâmetros do cíclotron para um determinado nível de rendimento para o C-11 podem ser conhecidos.



VERIFICAÇÃO DA SIMETRIA E PLANURA DO FEIXE DE ELÉTRONS DE 7 MeV GERADO PELO ACELERADOR LINEAR DO HOSPITAL ALBERTO CAVALCANTI / FHEMIG

Renato Hideo Kawamoto¹, Jony Marques Geraldo^{2,3}

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Belo Horizonte, MG
renatokawamoto@gmail.com

² Universidade Federal de Minas Gerais
Faculdade de Medicina
Departamento de Anatomia e Imagem

³ Hospital Alberto Cavalcanti/FHEMIG
Belo Horizonte, MG
jonymarques@uol.com.br

Palavras-Chave: Radioterapia; Aceleradores Lineares; Controle de Qualidade

RESUMO

A Radioterapia é uma das modalidades mais utilizadas no tratamento contra o câncer e utiliza radiações ionizantes para causar dano direto nas células cancerígenas. Atualmente o equipamento mais utilizado para tratamento radioterápico é o acelerador linear (AL) de elétrons. Para que o feixe de radiação de um AL seja liberado para o uso clínico há várias especificações de controle de qualidade que devem ser obedecidas. Neste trabalho avaliamos a simetria e planura do feixe de elétrons de 7MeV do acelerador linear pertencente ao Serviço de Radioterapia do Hospital Alberto Cavalcanti (HAC) da rede FHEMIG. O feixe de elétrons não vinha sendo utilizado devido à falta da verificação da simetria e planura. Os resultados foram comparados com os valores de tolerância estipulados pelos principais órgãos nacionais responsáveis pelo controle de qualidade em radioterapia. Para a dosimetria foram utilizados um fantoma preenchido com água e um dosímetro clínico composto por câmara de ionização de placas paralelas e um eletrômetro programado para ler carga elétrica na escala de nanocoulomb. Foram obtidos perfis de dose na profundidade de dose máxima, nos eixos *in-plane* (crânio-caudal) e *cross-plane* (lâtero-lateral). A partir dessas medidas foram extraídos os valores da planura e simetria, considerando que a planura de um feixe de radiação pode ser definida como a variação percentual máxima permissível da dose dentro de 80% do FWHM (largura total à metade da altura do perfil de dose, do inglês *Full Width at Half Maximum*) do perfil de dose do campo e que a simetria do feixe é geralmente definida como o desvio percentual máximo na dose em ambos os lados do perfil de dose a 80% de sua largura total. Verificou-se que os valores máximos da planura e simetria, respectivamente 2,0% e 1,0%, estão dentro dos limites permissíveis (tolerância de 3,0%). Após este presente trabalho, o feixe de elétrons com energia de 7 MeV do acelerador linear voltou a ser utilizado nos tratamentos radioterápicos do HAC/FHEMIG.



PARÂMETROS QUE AFETAM A QUALIDADE DA IMAGEM EM TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA – TC

T. C. Alonso^{1,2}, A. P. Mourão⁴, P. C. Santana³, L. A. Vieira⁵ e T. A. Silva^{1,2}

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear - Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
alonso@cdtn.br

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN-CNEN)
silvata@cdtn.br

³ Universidade Federal de Minas Gerais
Faculdade de Medicina - Departamento de Anatomia e Imagem
pridili@gmail.com

⁴ Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais (CEFET MG)
apratabhz@gmail.com

⁵ Secretaria de Vigilância Sanitária de Minas Gerais (VISA MG)
leandro.vieira@saude.mg.gov.br

Palavras-Chave: Tomografia Computadorizada, Qualidade da Imagem, Catphan 600.

RESUMO

Programas de controle de qualidade em tomografia computadorizada, TC, devem ser revistos continuamente para assegurar sempre a melhor qualidade de imagem com a menor dose possível para o paciente no processo de diagnóstico. Um grande número de fatores como ruído de imagem, espessura de corte (resolução do eixo Z), baixa resolução de contraste e resolução de alto contraste, bem como a dose de radiação podem ser afetados pela seleção dos parâmetros técnicos nos exames de TC. A proposta deste estudo foi verificar como alterações nos protocolos de aquisição modificam a qualidade da imagem e determinar as vantagens e desvantagens que existem entre os diferentes aspectos da qualidade de imagem, especialmente quanto à redução da dose de radiação do paciente. Medidas foram realizadas em um tomógrafo com scanner de 16 MDCT (GE Healthcare, BrightSpeed) no serviço do Centro de Imagem Molecular (CIMol) da Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG). Os parâmetros físicos de imagem foram medidos por meio de um simulador, CATPHAN-600, este dispositivo possui cinco módulos, sendo que cada um é possível realizar uma série de testes. Alinhou-se o CATPHAN com os indicadores luminosos sobre o primeiro módulo CTP404, um protocolo de rotina de cabeça do serviço de diagnóstico foi selecionado com espessura de corte intermediária. Os parâmetros de exposição utilizados para os demais testes variaram da seguinte forma: *resolução de alto contraste*, 80–140 kVp, 200 mAs, 1,25 mm de espessura de corte, 12 aquisições no modo axial a 1,0 s; *teste de baixo contraste* módulo CTP 515 parâmetros 80–120 kVp, 50 e 200 mAs, 2,5 mm de espessura de corte, detector de 10 (2,5 mm), 12 aquisições no modo axial a 1,0 s; *ruído e uniformidade da imagem* módulo CTP 486, parâmetros 80–120 kVp, 200 mAs, 2,5 mm de espessura de corte, detector 10 (2,5 mm), 15 aquisições no modo axial a 1,0 s. As imagens foram reconstruídas nos filtros “standart”, “soft” e “bone”. Os resultados apresentados mostram que o equipamento analisado está em conformidade com os valores estabelecidos pela legislação brasileira. Há muitas vantagens e desvantagens em termos de qualidade de imagem e muitas vezes as diferentes características de qualidade de imagem são inter-relacionadas. Diferentes práticas de imagens médicas têm diferentes requisitos em termos de qualidade de imagem aceitável. Quanto mais claramente definidos os objetivos de um estudo clinicamente indicado, mais claramente os requisitos de qualidade da imagem podem ser determinados.



CARACTERIZAÇÃO DE UO_2 POR ESPECTROSCOPIA DE ABSORÇÃO NA REGIÃO DO INFRAVERMELHO

L. A. Silva, F. S. Lameiras

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
Comissão Nacional de Energia Nuclear
Belo Horizonte, MG
lasfisica@gmail.com; fsl@cdtn.br

Palavras-Chave: FTIR; Óxidos de Urânio; fases

RESUMO

O sistema U-O apresenta vários óxidos, como $UO_{2\pm x}$, U_4O_9 , U_3O_8 e UO_3 . O UO_2 tem grande importância tecnológica, porque é utilizado como combustível em reatores nucleares de potência. O controle da razão O/U é crítica no seu processo de fabricação. Neste trabalho, a espectroscopia na região do infravermelho por transformada de Fourier - FTIR foi utilizada para identificar a presença de outros óxidos do sistema U-O em amostras de pó de UO_2 , que não podem ser identificadas por termogravimetria ou difração de raios X, usualmente empregadas para o controle da razão O/U e a identificação de fases. O dióxido de urânio, $UO_{\pm x}$, ($0 < x < 0,2$) é um material cerâmico que apresenta propriedades mecânicas satisfatórias, além de boa condutividade térmica, que favorecem o bom desempenho no reator. A presença de outras fases no pó de UO_2 pode afetar as propriedades da cerâmica sinterizada, como, por exemplo, a microestrutura, a densidade e a condutividade térmica. O controle da razão O/U é um desafio no processo de funcionamento do reator. Geralmente, utiliza-se gravimetria, a qual não consegue determinar a presença de fases como U_4O_9 ou U_3O_8 . A difração de raios X é capaz de identificar a presença de tais fases, porém, esta análise é demorada e de difícil interpretação, especialmente para relações O/U muito próximas de 2 e de concentrações inferiores a 10% em relação ao UO_2 . Este estudo tem demonstrado que a espectroscopia FTIR é capaz de identificar a presença das fases UO_2 , U_4O_9 , U_3O_7 , U_3O_8 e UO_3 nas bandas de absorção características na região entre 200 e 1000 cm^{-1} .



RESULTADOS PRELIMINARES DO ESTUDO DOS EFEITOS DA RADIÇÃO CÓSMICA EM MATERIAIS SEMICONDUTORES

Marcelo Renato Santos Alves, Maritza Rodríguez Gual e Cláudia Pereira

¹Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, MG
marceloxtp@gmail.com

²Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
Comissão Nacional de Energia Nuclear
Laboratório de Irradiação Gama
Belo Horizonte, MG

Palavras Chave: semicondutores, radiação cósmica, MCNPX

RESUMO

Os materiais semicondutores constituem a base da microeletrônica, possibilitando a construção dos Circuitos Integrados (CI's), os chamados chips, que contêm milhares de transistores, diodos, resistores e capacitores, essenciais em equipamentos eletrônicos usados no dia a dia das pessoas bem como em equipamentos altamente sofisticados utilizados nas telecomunicações e no setor aeroespacial. Tais materiais quando submetidos à radiação podem sofrer sérios danos que podem alterar seu funcionamento. O objetivo geral deste trabalho é determinar os diferentes tipos de reações nucleares que podem ocorrer quando tais materiais são submetidos à irradiação cósmica usando o código de transporte de partículas nucleares baseado no método de Monte Carlo MCNPX.



MEASURING THE QUALITY OF METHODS OF FIELDS SEPARATION IN RADIOTHERAPY PROCEDURES

A. Nolasco¹ and L. O. Faria^{1,2}

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, MG, Brazil
arnienolasco@hotmail.com

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
Belo Horizonte, MG, Brazil

Key words: TLD-100; dosimetry; method of separation field

ABSTRACT

This work aims to conduct a study evaluating and comparing the quality of different techniques for separating adjacent fields, generally used when the clinical target of radiotherapy cannot be accomplished in a single treatment field. The assessment has been made using TLD-100 and Gafchromic EBT-3 film dosimeters. Dosimeters were placed in the region between the two treatment fields, in order to evaluate if the separation technique utilized, with its parameters and protocols, satisfies adequately the prior planned clinical dose deposition. Both TLD-100 and EBT-3 radiochromic films were used to compare deep and shallow doses. A water phantom has been used to reasonably simulate the tissue electronic density. For dose evaluation we have used the Harshaw-Bicron 3500 TL reader and the Shimadzu UV-240 PC spectrometer for TL output and UV-Vis absorbance measurements, respectively. A second detector was used as standard calibration: the ionization chamber Farmer 2570B. All the calibration procedures were done at Dosimetric Calibration facilities at CDTN, using Cs-137 and Co-60 sources with activities up to 100 mCi. The irradiations were performed in an electron linear accelerator Clinac 2100C (Varian Oncology Systems), which composes the radiotherapy service at Santa Casa de Belo Horizonte, Minas Gerais - Brazil. In order to understand how accurate must be the positioning of the patient for obtaining dose distributions acceptable, we have collected measurements comparing the effect of small changes in the geometry of each technique. The method of separation field that is oriented by the use of a length of separation pattern on the surface of the patient has shown good results when analyzing the deposited dose on the surface. However, for deep doses, we have found a non isodose profile, consistent with other regions of the same depth. The separation method, whose basis is the angular beam irradiation to align the end of the field, has shown results in the junction zones similar to those measured from the centers of the two fields. However, small variations or geometric positioning errors can lead to considerable errors in the adjacency regions. The quality of the investigated methods meets the limits required by regulatory agencies for the implementation of good treatments.



DESENVOLVIMENTO DE DOSÍMETRO RADIOCRÔMICO À BASE DE POLÍMERO BIODEGRADÁVEL

Thiago Schimitberger¹, Luiz Oliveira de Faria^{1,2}

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia
Belo Horizonte, MG
tschimitberger@ufmg.com.br

²Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
Belo Horizonte, MG
farialo@cdtn.br

Palavras-Chave: dosimetria; fotoluminescência; biodegradável

RESUMO

O uso de altas doses de radiação gama e de elétrons em processos industriais tem aplicações em diferentes áreas, como por exemplo, na esterilização de produtos médicos, para modificar as propriedades de polímeros comerciais e na conservação de alimentos. Neste trabalho, é proposto um novo dosímetro radiocrômico biodegradável à base do copolímero poli(butileno adipato-co-tereftalato)-PBAT. O PBAT foi obtido a partir da BASF Brasil e dissolvido em clorofórmio. Os filmes foram produzidos pela técnica de *Wire bar coating* com espessura média de 100 μm e expostos a doses de 1 – 4000 kGy. A irradiação das amostras foi realizada à temperatura ambiente no Laboratório de Irradiação Gama do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN usando uma fonte de Co-60, a uma taxa de dose constante de 20 kGy/h. Os resultados mostraram um aumento linear no espectro de absorção na região do ultravioleta-visível (ABS UV-Vis) para menores comprimentos de onda (320-460 nm) para as diferentes doses de radiação absorvida. O mesmo comportamento foi detectado pela espectroscopia de fotoluminescência (PL) para o mesmo range de dose entre os comprimentos de onda de 400 a 600 nm, conforme previsto pelo deslocamento de Stokes. Dentre as principais vantagens do sistema proposto, pode-se destacar a sua biodegradabilidade, baixo custo (< R\$ 1,00), fácil processamento e leitura.



DESENVOLVIMENTO DE DISPOSITIVOS SIMULADORES DE PATOLOGIAS MAMÁRIAS PARA TESTE DE QUALIDADE DA IMAGEM EM MAMOGRAFIA COM PHANTOM DE MAMA COMPRIMIDA

Ivânia F. Souza¹, Luciana B. Nogueira¹ e Tarcísio P. R. Campos²

¹Universidade Federal de Minas Gerais
Dep. de Anatomia e Imagem, Faculdade de Medicina,
Belo Horizonte (MG), Brasil

²Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear, Faculdade de Engenharia
Belo Horizonte (MG), Brasil

Palavras-chaves: Phantom de mama, Dispositivos simuladores, Patologias mamárias, Qualidade da Imagem em mamografia

RESUMO

Este trabalho relata o desenvolvimento de dispositivos simuladores de patologias mamárias, para utilização em testes de qualidade da imagem em mamografia. Para o desenvolvimento dos dispositivos foram utilizados materiais simuladores indicativos de neodensidade. Esses materiais foram aderidos entre duas placas de cera odontológica, inseridos em um phantom de mama comprimida antropomórfico e antropométrico e submetidos a exposições radiológicas. Este phantom de mama desenvolvido por NOGUEIRA (2009) é constituído por tecidos equivalentes: TE glandular, TE adiposo e TE pele, que representa uma mama fibroadiposa com 50% de tecido glandular e 50% de tecido adiposo. O phantom de mama comprimida foi radiografado nos sistemas convencional e computadorizado, juntamente com o phantom de mama referenciado pelo Colégio Brasileiro de Radiologia. Após as exposições foi realizada avaliação qualitativa dos resultados, sendo possível determinar quantas estruturas simuladoras de patologia foram visibilizadas, seguindo orientações das normas de controle de qualidade exigidos pelos órgãos brasileiros de fiscalização. Ao se comparar o phantom de mama antropomórfico e antropométrico com o simulador de mama comercializado no mercado, conclui-se que o mesmo alcançou resultados similares nos testes de qualidade, sendo possível sua utilização para os testes de qualidade da imagem em serviços de mamografia.



RADIOBIOLOGICAL RESPONSE IN BREAST ADENOCARCINOMA CELLS MDA MB231 AFTER IRRADIATION WITH BALLOON CONTAINING SODIUM PERTECHNETATE-^{99m}Tc (Na^{99m}TcO₄⁻)

Lima, C. F.^{1,2}, Lima, C. V.¹, Campos, T. P. R.¹

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares do Departamento de Engenharia Nuclear

Escola de Engenharia,

Belo Horizonte, MG, Brasil

² Ecograf – Núcleo de Diagnóstico Cardiovascular S/C Ltda

Belo Horizonte, MG, Brasil

Key words: Breast cancer; Radiotherapy; Dosimetry

ABSTRACT

Breast cancer is the most frequent malignant neoplasm in women, especially after age of 50, ranking first in developed countries. It is the fifth cause of death worldwide and the third in Europe, after lung and colorectal cancer, causing 0,5 million deaths every year. The use of radiotherapy as a component of breast-conserving therapy or after mastectomy has been proven to reduce the risk of loco-regional recurrence and improve long term breast cancer specific and overall survival. Despite of that, it is necessary to improve the radiation therapy doses on the tumor in situ, reduce the collateral effects from the treatment and make medical expending lower. Radiobiological in vitro studies are of interesting quantifying the cancerous cell response to prescribed radiation doses in order to provide better support to clinical therapy. The aim of this study was to evaluate the radiobiological response of a NRI-proposal protocol based on a silicone balloon filled with Na^{99m}TcO₄⁻. The viability post in vitro exposure of mammary adenocarcinoma MDA MB231 cells will be evaluated. Na^{99m}TcO₄⁻ radioisotope provides relatively low-cost and high availability. The T-25 flask filled to adherent cells of mammary adenocarcinoma was exposed to the silicone balloon filled with an activity of 23.36 MBq (631.5 mCi) of Na^{99m}TcO₄⁻, in volume of 3 mL and maintained for a period of 24 hours (4 T_{1/2}). The silicon balloon was positioned directly on the surface of cells centered within the bottle. The microscopic morphological analysis of cells taken during periods of 2, 6 and 24 hours during irradiation showed formation of a halo containing the presence of apoptotic cells and cellular debris. Apoptotic cells exhibit a differentiated morphology in relation to size and granularity, being much more granular than those who have not suffered the damage of radiation. There are indications of the presence of vacuoles and apoptotic bodies and also the presence of misshapen cells is a possible indication of necrosis. The reduction in cell viability after applying Na^{99m}TcO₄⁻ in the periphery of the balloon suggests the effectiveness of the toxic effects of radiation on mammary adenocarcinoma cell line, with the possible clinical impact control of tumor growth in this type of therapy.



CONFORMAÇÃO DE PASTILHAS CERÂMICAS PARA BRAQUITERAPIA OCULAR

Rafaela Antunes Costa Aguiar^{1,2}, Tarcisio Passos Ribeiro de Campos¹

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Dep. de Engenharia Nuclear, Núcleo de Radiações Ionizantes

Belo Horizonte (MG), Brasil

² Departamento de Engenharia de Materiais, Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais, Belo Horizonte (MG), Brasil

Palavras Chaves: Braquiterapia, radioterapia ocular

RESUMO

O presente artigo se refere à síntese de placas cerâmicas de hólmio e cálcio pelo processo sol-gel junto ao método de conformação baseado na prensagem pneumática de pós, desenvolvida no grupo NRI de pesquisa. O principal objetivo é investigar a produção de um material cerâmico biovidro, na forma de placa para ser ativado por nêutron, apresentando uma futura aplicação na radioterapia ocular. Os pós-cerâmicos foram produzidos pelo processo sol-gel a partir de uma solução de nitrato de cálcio e hólmio com tetraetilortossilicato, catalisada por ácido nítrico. O processo seguiu as etapas de gelação, envelhecimento, secagem, estabilização e envelhecimento, sem restrição geométrica. O material resultante foi triturado e misturado. Amostras foram separadas de acordo com o tamanho de grão em uma escala de 52, 93 e 120 μm . Amostras foram preparadas com diferentes frações de pós. A prensagem uniaxial pneumática foi aplicada junto a uma solução aglutinante. Em seguida, as placas foram sinterizadas à temperatura de 1100°C. Medições de densidade volumétrica de massa e parâmetros geométricos foram obtidas. O processo mostrou a viabilidade de produção de pastilhas densas de biomateriais. A porcentagem em peso de hólmio nos pós foi analisada previamente por ICP-AES e INAA. As placas apresentaram distribuição uniforme de grãos em sua forma, verificada por imagens de microscópio.



DESENVOLVIMENTO E CARACTERIZAÇÃO DE CRISTAIS DE K_2GdF_5 , $LaAlO_3$ E Al_2O_3 PARA APLICAÇÃO EM DOSIMETRIA DAS RADIAÇÕES E IMAGENS DIGITAIS TERMOLUMINESCENTES PARA CAMPOS DE RADIAÇÃO DE NÊUTRONS, ULTRAVIOLETA, X E GAMA

Batista, E.C.S.¹; Ferraz, W.B.²; Faria, L.O.^{1,2}

¹Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear
PCTN – Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
Belo Horizonte, MG
dinhatec@yahoo.com.br

²Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
Belo Horizonte, MG

Palavras Chaves: Dosimetria, termoluminescência, filme radiológico digital

RESUMO

Neste trabalho foram desenvolvidos e caracterizados materiais termoluminescentes (TL) para serem aplicados em dosimetria para campos de radiação X, gama, nêutron e ultravioleta. Para raios X e gama, policristais micro e nanoparticulados de óxido de alumínio (Al_2O_3) na fase alfa foram dopados com diferentes porcentagens de carbono e sinterizados nas temperaturas de 1700 °C, 1745 °C e 1770 °C. Amostras de $\alpha-Al_2O_3$ dopadas com 1,0% e 5,0% de carbono e sinterizados a 1745 °C apresentaram excelentes respostas termoluminescentes para dose gama relacionadas à sua reprodutibilidade e linearidade. Monocristais de K_2GdF_5 dopados com 0,2, 1,0, 5,0 e 10,0% de íons trivalentes opticamente ativos de Dy^{3+} foram crescidos pelo método hidrotérmico e caracterizados para campos de nêutrons térmicos. O $K_2Gd_{0,95}Dy_{0,05}F_5$ apresentou uma resposta TL para nêutrons térmicos (15700 u.a.) bastante superior à resposta TL obtida em trabalhos anteriores para nêutrons rápidos (707 u.a.) e radiação gama (15 u.a.). Este bom resultado é atribuído à alta seção de choque de captura para nêutrons térmicos do gadolínio para nêutrons dos isótopos ^{155}Gd e ^{157}Gd , presentes nas quantidades de 14,7% e 15,7% no Gadolínio natural. Monocristais de $LaAlO_3$ não dopados e dopados com 1,0 e 5,0% de Ce^{3+} e co-dopados com 5,0% de Ce^{3+} e 1,0% de Dy^{3+} foram caracterizados para utilização em campos de radiação ultravioleta. O $LaAlO_3$ co-dopado com 5,0% de Ce^{3+} e 1,0% de Dy^{3+} e sensibilizados com $147,6mJ.cm^{-2}$ de radiação UV apresentou alta sensibilidade TL. A possibilidade de estes três materiais serem utilizados em radiografia digital foi avaliada para os campos de radiação X, gama, UV e de nêutrons. Filmes produzidos utilizando alumina microparticulada dopada com 1% e 5% de carbono apresentaram imagens com boa resolução e profundidade para campos de raios X. O aluminato de lantânio co-dopado com Cério e Disprósio foi utilizado para a fabricação de filmes sensibilizados pela radiação ultravioleta. Obtivemos imagens com boa resolução TL. Para neutrografia, o filme TL produzido com o K_2GdF_5 dopado com 5% de Dy^{3+} foi irradiado com nêutrons térmicos. A dose de 10 mSv não foi suficiente para sensibiliza-lo. Entretanto, depois de irradiado com dose de 50 Gy de radiação gama, foi possível obter uma imagem TL de resolução não satisfatória. Tendo em vista a altíssima resposta TL deste material para nêutrons térmicos, quando comparados à resposta para radiação gama, podemos inferir que, para doses maiores de nêutrons térmicos, o K_2GdF_5 poderá ser futuramente investigado para aplicações em imagens digitais de neutrografia.



RESULTADOS PRELIMINARES DA AVALIAÇÃO DAS DOSES NO LABIRINTO DO IRRADIADOR GAMA DO CDTN/CNEN UTILIZANDO O CÓDIGO MCNPX

**Maritza R. Gual, L.C.D. Ladeira, A. Z. Mesquita, M. T. Pereira, F. S. Lameiras, E.
Ribeiro e Pablo A. Grossi**

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)

Belo Horizonte, MG, Brasil

maritzargual@gmail.com, lcld@cdtn.br, amir@cdtn.br, mtp@cdtn.br, fsl@cdtn.br, edson@cdtn.br,

pabloag@cdtn.br

Palavras-Chave: labirinto; Irradiador gama; MCNPX

RESUMO

O conhecimento das doses recebidas por trabalhadores ocupacionalmente expostos à radiação ionizante é importante para monitorar as exposições e assegurar o controle de qualidade e confiabilidade, prescritos pelas normas internacionais. Procedimentos experimentais associados a simulações numéricas são uma poderosa ferramenta para avaliação e previsão das taxas de doses em instalações radiativas. Além disto, podem ser usados para análises de blindagem que verificam o cumprimento dos requisitos de proteção radiológica naquelas instalações. O objetivo deste trabalho é apresentar resultados preliminares de cálculos de taxas de doses equivalente na entrada do labirinto do irradiador Panorâmico do Laboratório de Irradiação Gama do CDTN/CNEN, utilizando o código de Monte Carlo MCNPX. Entre outros fatores será verificada a adequação dos valores encontrados aos limites estabelecidos para os indivíduos ocupacionalmente expostos. Serão, também, apresentados os resultados dos cálculos das taxas de doses em diferentes pontos, ao longo do labirinto. Para o atingimento dos objetivos foi desenvolvido um modelo, simulando a instalação. Este modelo incluiu detalhes das paredes, do solo e do teto do labirinto. Os resultados dos cálculos comparados com medidas feitas com dosímetros termoluminescentes (TLD) mostraram boa concordância na porta de entrada do labirinto. Esta concordância indica que o modelo desenvolvido, com o código de Monte Carlo, pode substituir a determinação de doses, feitas com uma dosimetria física onerosa, independente dos tempos de processamento necessários e da relativa complexidade de preparação dos dados de entrada.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

DESENVOLVIMENTO DE ALGORITMOS PARA AVALIAÇÃO AUTOMÁTICA DE IMAGENS DO PHANTOM MAMA

Carolina M. Vitoria Barragan¹, Maria do Socorro Nogueira^{1,2}

¹Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo Horizonte, MG

cmvb@cdtn.br

²Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)

Belo Horizonte, MG, Brasil

Palavras-Chave: Mamografia; Processamento Digital de Imagens

RESUMO

Com o objetivo de garantir que os diagnósticos mamográficos sejam feitos corretamente e de forma eficiente, a Vigilância Sanitária do estado de Minas Gerais criou o Programa de Monitoramento Mensal da Qualidade em Mamografia. Como parte deste programa, Imagens do phantom mama do Colégio Brasileiro de Radiologia (CBR) são enviados para a agência governamental, onde são avaliados visualmente. O objetivo deste trabalho é desenvolver algoritmos para automatizar a avaliação dos objetos teste como microcalcificações, massas e fibras presentes nas imagens. Técnicas de processamento digital foram aplicadas sobre 50 imagens escolhidas aleatoriamente do banco de dados. Os algoritmos foram desenvolvidos em MATLAB e a avaliação de objetos de teste foi feita de acordo com os parâmetros estabelecidos pelo Ministério da Saúde do Brasil. Foram comparados os resultados das avaliações visuais feitas por três avaliadores treinados e os obtidos aplicando os algoritmos às imagens.



ESTUDO DE BERILO E QUARTZO INCOLORES E BRAZILIANITA UTILIZANDO A DIFRAÇÃO DE RAIOS X, ESPECTROSCOPIA NA REGIÃO DO INFRAVERMELHO E IRRADIAÇÃO GAMA

Helena Cristina de Matos Silva¹, Fernando S. Lameiras²

¹ Faculdade Novo Rumo
Belo Horizonte, Minas Gerais
helenacris18@yahoo.com.br

²Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN)
Belo Horizonte, MG, Brasil

Palavras-Chave: espectroscopia; difração; minerais.

RESUMO

O Berilo $\text{Be}_3\text{Al}_2(\text{Si}_6\text{O}_{18})$, Quartzo SiO_2 e a Brazilianita $\text{NaAl}_3(\text{PO}_4)_2(\text{OH})_4$ são minerais considerados gemas. Gemas são substâncias naturais orgânicas ou inorgânicas consideradas por suas características intrínsecas (cor, brilho, raridade, dureza e outros), são utilizadas principalmente como adorno pessoal. Para estudo desses minerais foram aplicadas as técnicas de Difração de Raios X, Espectroscopia na região do Infravermelho por Transformada de *Fourier* (FTIR) e a Irradiação Gama. O uso da Difração de Raios X foi fundamental na identificação dos minerais e demonstrou a pureza de nossas amostras. Foi feito o desenvolvimento e aplicação de uma nova metodologia de preparo dos minerais para análises em FTIR que permite a reprodutibilidade e confiabilidade dos resultados evitando contaminações. Para o Berilo e a Brazilianita foram aplicadas a metodologia de dispersão em pastilhas de KBr. Observando as análises foram identificadas contaminações nos espectros que apresentavam bandas de H_2O e OH provenientes do KBr (brometo de potássio), para eliminar esse problema foram produzidas pastilhas de KBr (0,18 g) e a aquisição de espectro de background com essas pastilhas em seguida foram produzidas pastilhas com 0,0003g de amostra dispersas em KBr obtendo pastilhas com peso total de 0,17 g para aquisição do espectro de análise. O objetivo do trabalho foi identificar e estudar a estrutura cristalina e química dos minerais comparando com resultados padrões disponíveis em bancos de dados certificando a eficácia das técnicas aplicadas e da metodologia desenvolvida. O uso da Irradiação Gama é feita para visualizar possíveis alterações físico - químicas como a mudança de cor. Nos resultados foi possível observar que as bandas de contaminação contidas no material de dispersão foram eliminadas e que após a irradiação o espectro adquiriu ruídos em algumas bandas de absorção, que estão sendo interpretados. Concluímos que a metodologia de preparo das amostras deste trabalho garantiu a reprodutibilidade dos resultados e consideramos ser uma metodologia adequada, simples e confiável.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



DESENVOLVIMENTO DE UMA CÂMARA DE EXTRAPOLAÇÃO DE MATERIAL EQUIVALENTE AO AR PARA USO EM DOSIMETRIA

**Ana Karolina Madeira Vilhena¹, Danilo Chagas Vasconcelos¹,
Thiago C. de Oliveira¹, Arno Heeren de Oliveira¹**

¹ Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo Horizonte, Minas Gerais

danilochagasvas@gmail.com

Palavras-Chave: Câmara de extrapolação; radiação beta; dosimetria

RESUMO

As câmaras de ionização são utilizadas com o objetivo de determinar a exposição e/ou a dose absorvida da radiação em um determinado meio. A câmara de extrapolação é uma câmara de ionização que possui volume variável, basicamente, possui dois eletrodos planos paralelos: o eletrodo de alta tensão (ou janela de entrada), e o eletrodo coletor. Sendo que, a distância entre os eletrodos variam em função da espessura da camada de ar dentro da câmara. O objetivo deste trabalho foi de elaborar uma câmara de extrapolação, com volume que varia de 0 a 4 mm e janela com material de densidade equivalente ao ar, com finalidade de determinar taxas de doses provenientes de fontes beta-emissoras. Após as montagens dos circuitos de alta tensão, eletrodo coletor e janela da câmara, foram realizados testes para avaliar seu desempenho tais como: fuga, curva de saturação, profundidade nula real e curva de extrapolação. Os resultados comprovam que a câmara desenvolvida possui uma boa *performance* para seu uso em dosimetria.



DESENVOLVIMENTO E MELHORIA DO PROGRAMA DE MONITORAÇÃO INTERNA DE INDIVÍDUOS OCUPACIONALMENTE EXPOSTOS (IOEs) À RADIAÇÃO IONIZANTE APLICADO AO LABORATÓRIO DE DOSIMETRIA INTERNA (LDI) DO CDTN/CNEN

Fernanda Paiva¹, Arno Heeren¹, Telma Fonseca²

¹ Universidade Federal de Minas Gerais
Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
fgpaiva92@gmail.com, heeren@nuclear.ufmg.br

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN/CNEN
Belo Horizonte, Minas Gerais
tcff01@gmail.com

Palavras-Chave: Proteção radiológica; dosimetria interna; contador de corpo inteiro.

RESUMO

O Plano de Proteção Radiológica das instalações licenciadas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) inclui a avaliação de riscos de exposição interna e externa por meio da aplicação de um programa de monitoração individual, controlando as exposições e garantindo a manutenção da segurança radiológica. Essas instalações avaliam as doses internas em todos os IOEs sujeitos à incorporação de radionuclídeos em áreas controladas, onde há manipulação de fontes não seladas, com doses efetivas superiores a 1 mSv. A determinação de radionuclídeos emissores de fótons no corpo humano requer técnicas de calibração das geometrias de contagem, visando à obtenção de uma curva de eficiência (CE) utilizando simuladores físicos, contendo atividades certificadas dos radionuclídeos de interesse. O Laboratório de Dosimetria Interna do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (LDI/CDTN) é responsável pela monitoração rotineira da contaminação interna dos IOEs envolvidos na manipulação de fontes não seladas de iodo e ¹⁸F produzidos pelos trabalhadores da Unidade de Pesquisa e Produção de Radiofármacos (UPPR/CDTN); bem como a monitoração de corpo inteiro dos trabalhadores do reator de pesquisa TRIGA IPR-R1/CDTN ou sempre que houver risco de incorporação acidental. O objetivo deste projeto é a implantação, adaptação e calibração de três sistemas de monitoração individual de rotina: (1) medição *in vivo* de iodo na tireoide, (2) medição de corpo inteiro e (3) um sistema de monitoração individual móvel de ¹³¹I, que será utilizado para monitorar a dose incorporada pelos trabalhadores dos serviços de medicina nuclear de hospitais regionais. Os novos sistemas de Iodo e o contador de corpo inteiro (CCI) serão calibrados utilizando simuladores físicos apropriados, bem como pela participação em intercomparações de medição *in vivo*. A calibração do CCI será realizada a partir da utilização de um fantoma físico (BOMAB) preenchido com uma solução obtida a partir de um coquetel com os radionuclídeos de altas energias: ⁵⁷Co, ¹³⁷Cs, ⁵⁴Mn e ⁶⁵Zn, no qual permite a determinação de uma CE de contagem abrangendo o intervalo de energia de interesse. Espera-se que este projeto contribua para a melhoria da qualidade dos resultados de monitoração *in vivo*, disponibilizando um laboratório devidamente equipado e calibrado. Vale ressaltar a importância de se ter um sistema de contagem confiável no LDI/CDTN para uso em acidentes que envolvam a comunidade ou os serviços de medicina nuclear de hospitais regionais.



DESENVOLVIMENTO DE UMA SONDA REMOTA PARA USO EM ESPECTROSCOPIA PORTÁTIL

Francisco Antônio Brandão Junior^{1,2}, Arno Heeren de Oliveira¹, Antonella Lombardi Costa¹

¹ Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG
Belo Horizonte, Minas Gerais

² Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais – CEFET-MG
Belo Horizonte, Minas Gerais
fanbra@yahoo.com.br

Palavras-Chave: detector NaI(Tl); Fibra ótica; fluorescência de raios-X

RESUMO

A sonda remota proposta neste trabalho consiste principalmente no uso de um cabo de fibra ótica de alta definição devidamente acoplado a um detector do tipo iodeto de sódio dopado com tálio - NaI(Tl) – por um lado, e a uma válvula fotomultiplicadora pela outra extremidade. Esta montagem inova o sistema tradicional utilizado em que o detector é diretamente acoplado à fotomultiplicadora limitando seu alcance. Esta sonda portátil simplifica grandemente o sistema de detecção e poderia trazer novas soluções para esse tipo de procedimento, uma vez que poderia chegar a áreas de aplicação que o dispositivo tradicional não pode alcançar devido à sua falta de mobilidade e às suas dimensões externas. As fibras têm uma grande faixa de passagem, pequena atenuação de sinal, imunidade à interferência eletromagnética e menor custo em relação aos cabos elétricos. Lentes focalizadoras e dispositivos para o acoplamento foram especialmente fabricados para a concepção do sistema. São apresentados neste trabalho os primeiros testes de detecção com este sistema. Como será demonstrado, os resultados iniciais encorajam a continuidade do desenvolvimento do sistema proposto.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

REATORES NUCLEARES



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear



ANTE PROJETO DO REATOR A SAL FUNDIDO DO RECIFE

Fernando de Avelar Esteves

Cooperativa Técnica e Científica – COOPTEC

Belo Horizonte, MG

favesteves@hotmail.com

Palavras-Chave: Reator; Nuclear; Segurança

RESUMO

Propõe-se neste Ante Projeto, um Reator de Pesquisa tipo MSR, com dispositivos que permitam a produção de radioisótopos e a realização testes de materiais. Este Ante Projeto baseia-se no Projeto Conceitual de um Reator de 1000 MWe a Sal Fundido editado por "Oak Ridge National Laboratory - ORNL" em Junho de 1971. A implantação deste Reator possibilitará a produção de radioisótopos, tais como, molibdênio 99, etc., e a geração de 9,35 MW(e) de eletricidade a partir de uma potência nuclear de 21 MW(t), por um reator a Tório com tecnologia avançada. Foi necessário prever dois tipos de reatores, o Reator Fornecedor de Cargas (RF) e o Reator Receptor de Carga (RR), sendo que os dois tipos são idênticos geometricamente, porém diferenciam em alguns dados, tais como a composição química inicial (RF: 57,8994 % de LiF, de 24 % de BeF₂, de 12 % de ThF₄ e de 6,1006 % de U F₄ (com 50% de enriquecimento) e RR: 74,4160 % de LiF, de 16 % de BeF₂, de 9,1174 % de ThF₄ e de 0,4666 % de U₂₃₃ F₄) e o Fator de Regenação (RF: 0,67603 e RR: 1,00217). O vaso do reator contém grafita para a moderação, sendo que se divide em duas sub-regiões com proporções diferentes entre sal combustível e grafita. O sal combustível entra na parte inferior do vaso do reator passando pela grafita e neste trajeto, a energia das fissões nucleares aumenta a temperatura do sal de 566 °C para 705 °C. O Circuito Primário tem 2 "loops", com uma bomba centrífuga com vazão de 67,2 m³/h (10% maior que a vazão do "loop", pois há uma recirculação pelo separador de bolhas) e um trocador de calor. O Trítio, o Xenônio, Kriptônio e Iodo são retirados do sal combustível do Circuito Primário pela injeção de bolhas de Hélio, antes das bombas, e sua remoção através de separador de bolhas. Existe ainda uma retirada de 4,58 l/h do sal combustível, com o intuito de isolar do Pa²³³ do circuito primário. Um tanque de drenagem do sal combustível possibilita a estocagem segura deste sal, pois tem retirada do calor residual por convecção natural e é utilizado em acidentes como LOCA. Transfere-se o calor gerado no reator para Circuito de Água-Vapor, através de um Circuito Intermediário, que tem como fluido um sal composto de 92% de NaBF₄ e 8% de NaF. Fornece-se vapor à unidade de turbo-gerador em pressão de 248 bar e temperatura de 538 °C, sendo que a pressão de saída da turbina é de 38,1 mm Hg. Estas e outras características são apresentadas neste trabalho.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

SIMULAÇÃO TÉRMICA DO NÚCLEO DO REATOR ANGRA 2 ATRAVÉS DO CÓDIGO RELAP5

Thiago Daniel A. Rodrigues, Igor Tiago Santos, Antonella Lombardi Costa

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, Minas Gerais
thiogodanielbh@gmail.com

Palavras-Chave: Angra 2; Reator PWR; RELAP5

RESUMO

No Brasil existem atualmente duas usinas nucleares do tipo PWR (Pressurized Water Reactor), Angra 1 e Angra 2, e uma terceira em construção, Angra 3. Para melhorar a segurança das usinas nucleares, o estudo de acidentes se torna cada vez mais importante. Neste trabalho, a partir de um modelo do núcleo de Angra 2 desenvolvido para o código de análise termo-hidráulica RELAP5, analisa-se o funcionamento do núcleo em estado estacionário e comparam-se os resultados com dados obtidos pelo documento FSAR (Relatório Final de Análise de Segurança), apresentando boa concordância. É apresentado também neste trabalho um transitório que simula um acidente nuclear, em que a vazão de refrigerante é diminuída até atingir o limite mínimo de segurança do reator de acordo com análise da temperatura do combustível do reator. Abaixo deste limite, medidas emergenciais devem ser tomadas para que não haja rompimento do revestimento e materiais radioativos não sejam liberados para o ambiente.



ANÁLISE DE SENSIBILIDADE DO MODELO RELAP5 DO NÚCLEO DO REATOR DE ANGRA2

**Vitor Henrique Toledo, Thiago Daniel Alvim Rodrigues,
Antonella Lombardi Costa**

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia
Belo Horizonte, Minas Gerais
thiogodanielbh@gmail.com

Palavras-Chave: RELAP5; Angra 2; Análise de sensibilidade

RESUMO

O acidente de Fukushima reforçou a necessidade de pesquisas, testes e aprimoramento no campo da tecnologia nuclear voltado à segurança dos reatores nucleares, principalmente em relação às simulações do comportamento dos mesmos utilizando códigos nucleares. Neste trabalho, um modelo do núcleo do reator de Angra 2 foi desenvolvido no código de análise termo-hidráulica RELAP5. Na modelagem, a área de vazão de refrigerante pelo núcleo foi dividida em 10 regiões representando assim 10 canais termo-hidráulicos, e a cada uma foi associada uma estrutura de calor calculada de acordo com a quantidade de elementos combustíveis correspondentes àquela região. Um canal não aquecido representa o restante da vazão. O modelo apresentou resultados satisfatórios para 10 canais. Para realizar a análise de sensibilidade do modelo, a área de vazão foi dividida em 37 canais e, novamente foi analisado o comportamento do reator. Nos dois modelos, os valores analisados de temperatura, pressão, vazão, fração de vazio, entre outros fatores, apresentaram resultados muito similares aos dados técnicos disponíveis no documento FSAR (Final Safety Analysis Report) de Angra 2 como será apresentado neste trabalho. A análise de sensibilidade permitiu concluir que o número de canais, desde que na simulação o reator opere sob as mesmas condições físicas, não altera o resultado significativamente. O modelo mais simplificado emprega menor tempo computacional e gera resultados gerais; por outro lado, dependendo da análise a ser feita, o modelo mais detalhado deve ser utilizado principalmente para verificação de transitórios em pontos localizados do núcleo.



COMBUSTÍVEL REPROCESSADO PARA USO EM ADS

**Graiciany de Paula Barros, Claubia Pereira, Maria Auxiliadora Fortini Veloso,
Antonella Lombardi Costa**

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, MG
gbarros@ufmg.br

Palavras-Chave: *Accelerator-Driven Systems*; tório; reprocessamento GANEX

RESUMO

O objetivo deste estudo é investigar a evolução do combustível nuclear e dos parâmetros neutrônicos de um *Accelerator-Driven Systems* (ADS) utilizado para regeneração de combustível e transmutação de rejeitos nucleares. O núcleo simulado é um cilindro preenchido com uma rede hexagonal de 156 barras de combustível. O combustível utilizado é uma mistura baseada em plutônio e actínídeos menores obtidos a partir de combustível queimado, reprocessado por GANEX (*Group ActiNide EXtration*) e diluído com 82% de tório. O código Monteburns 2.0 (MCNP5/ORIGEN 2.1) foi utilizado para simular os aspectos neutrônicos do combustível. O fator de multiplicação efetivo e a evolução do combustível foram analisados durante dez anos de queima. Os resultados indicam que o uso de combustível reprocessado diluído com tório possibilita a produção de ^{233}U e a redução da quantidade de alguns isótopos de alta radiotoxicidade.



SISTEMA DE CONFINAMENTO INERCIAL PARA TRANSMUTAÇÃO DE COMBUSTÍVEL REPROCESSADO

**Carlos E. Velasquez^{1,2,3}, Graiciany de P. Barros^{1,2,3}, Claúbia Pereira^{1,2,3},
Maria Auxiliadora F. Veloso^{1,2,3} e Antonella L. Costa^{1,2,3}**

¹ Departamento de Engenharia Nuclear - Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antonio Carlos, 6627 campus UFMG
31.270-90 Belo Horizonte, MG

² Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq

³ Rede Nacional de Fusão (FINEP/CNPq)

carlosvelcab@eng-nucl.mest.ufmg.br

Palavras-Chave: Confinamento Inercial; Fusão; Spallation

RESUMO

Sistemas de Fusão–Fissão estão sendo estudados para transmutação e regeneração de combustível. O objetivo principal é estudar a evolução de um combustível ao ser irradiado por duas fontes diferentes uma de fusão e outra de spallation dentro de um sistema baseado em confinamento inercial. O material a ser transmutado é um combustível queimado que é reprocessado pelo método Ganex e diluído em tório. O sistema foi mantido subcrítico durante o tempo de irradiação. O fator de multiplicação da fonte e a evolução do combustível foram analisados durante 10 anos para ambas as fontes. Além disso, foi analisado o fator de multiplicação efetivo do sistema. A simulação foi executada usando o código MonteBurns que acopla o MCNP5 e o Origen 2.1. Os resultados indicaram a melhor forma de irradiar o combustível neste sistema.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

USINAS TERMONUCLEARES PARA GERAÇÃO SAZONALMENTE COMPLEMENTAR À GERAÇÃO HÍDRICA

José Tadeu de Oliveira

Pontifícia Universidade Católica de Minas Gerais

Belo Horizonte, MG

tadeu@pucminas.br

Palavras-Chave: Termonucleares; Sazonalidade; Evolução do combustível nuclear.

RESUMO

O presente trabalho discute a utilização de usinas termonucleares de pequeno e médio portes com ciclo da carga de combustível ajustado para operação de acordo com as necessidades do sistema elétrico brasileiro, principalmente devido aos efeitos de sazonalidade do parque hidrelétrico. Com objetivo de discutir a viabilidade da proposta, é apresentado estudo preliminar do impacto do desligamento do reator por períodos de até seis meses, tanto para a determinação da proporção do combustível que deve ser substituída, quanto para a evolução dos materiais irradiados que permanecerão no núcleo até o “startup” seguinte do reator caso não tenha havido a substituição total do combustível quando do desligamento. As análises são apresentadas diante da consideração da característica predominantemente hídrica do parque gerador brasileiro, dos riscos hidrológicos que lhe são inerentes e das considerações inevitáveis sobre a necessidade de água para consumo humano, consumo animal e utilização agrícola.



ANÁLISE DE SISTEMA DE COGERAÇÃO DE UMA USINA DE DESSALINIZAÇÃO DE ÁGUA DO MAR COM REATOR DE FUSÃO

Sinésio Salles, Amir Z. Mesquita

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
(CDTN/CNEN)
Belo Horizonte (MG)

sinesiosalles@bol.com.br; amir@cdtn.br

Palavras-Chave: energia, dessalinização, cogeração, fusão nuclear.

RESUMO

Os sinais de falta de energia e de falta de água potável já começam a aparecer em algumas cidades brasileiras. O forte aumento populacional somado ao aumento da demanda per capita trará uma tendência de crescimento cada vez maior destas duas crises, se espalhando pelo mundo. A previsão para as próximas décadas é de duplicação das demandas, e fica cada vez mais óbvio que a solução não poderá ser apenas dobrar o atual modelo de produção. Novas técnicas deverão ser criadas e postas em operação, para que surjam novos padrões de atendimento destas demandas. A solução que será analisada, neste trabalho, é de um sistema de cogeração de uma usina de dessalinização de água do mar com um reator de fusão, onde busca-se estabelecer o lay-out da instalação, os sistemas de interface entre as duas usinas, os parâmetros de sincronismo, e o controle dos riscos de falha. As tecnologias atuais mais utilizadas em dessalinização têm alguns sistemas que são bastante eficientes para a produção de água potável, comprovando sua viabilidade técnica e econômica para o suprimento de água para consumo humano. Em se tratando do consumo de água, tem-se de considerar que o consumo global futuro, considerando a água virtual, é estimado em 3.400 litros por dia e por pessoa. A solução de cogeração da dessalinização e a geração de energia por reator nuclear de fissão poderá ser adotada nos próximos anos, por muitos países. Uma análise preliminar com um reator de fusão também se faz necessária, para que se tenha uma comparação da adequação e da eficiência entre estas duas possibilidades de cogeração. Observa-se que, na prática, a cogeração na dessalinização, impede que se perca parte do vapor da turbina, pois metade da potência térmica do reator irá gerar eletricidade, enquanto a outra metade será utilizada na planta de dessalinização de água do mar. A cogeração oferece a vantagem de aumentar significativamente a utilização global da energia térmica do reator, dobrando a eficiência energética. Com relação ao reator de fusão, sabe-se que a quantidade de combustível necessário para uma usina fornecer energia elétrica para uma cidade de um milhão de habitantes, durante um ano, cabe em um veículo pequeno. E isto é conseguido com a utilização de sistemas de diagnósticos, que são capazes de monitorizar cada etapa do processo. Outro aspecto importante é o uso de campos magnéticos muito fortes, conseguidos através de bobinas com material supercondutor.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

MODELAGEM E ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO VASO DE PRESSÃO DO REATOR ANGRA 2 COM O CÓDIGO RELAP5-3D

**Javier González-Mantecón, Antonella L. Costa, Maria Auxiliadora F. Veloso,
Claubia Pereira**

Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais
Belo Horizonte, Minas Gerais
mantecon1987@gmail.com

Palavras-Chave: termo-hidráulica; RELAP5-3D; PWR; Angra-2

RESUMO

A aplicação dos códigos de análise termo-hidráulica para simular situações reais tem como principais objetivos validar os modelos termo-hidráulicos para projeto, operação, análise de segurança e licenciamento e verificar a instrumentação nuclear dentro do reator a partir da comparação de variáveis térmicas obtidas na simulação com os valores fornecidos pelos sensores no interior do reator. No presente trabalho, o código de análise termo-hidráulica RELAP5-3D foi utilizado para desenvolver um modelo do vaso de pressão do Reator a Água Pressurizada (PWR) Angra 2 localizado no Brasil. O modelo foi desenvolvido utilizando dados geométricos e de materiais fornecidos no Relatório Final de Análise de Segurança (FSAR) de Angra 2. Os resultados do cálculo no estado estacionário do modelo foram verificados em comparação com os dados de referência, demonstrando boa concordância. A nodalização desenvolvida, bem como valores dos parâmetros de temperatura do refrigerante, vazão, pressão e fração de vazio obtidos a partir do cálculo são apresentados e analisados.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

APLICAÇÃO DO CÓDIGO MCNP5 E SUAS BIBLIOTECAS DE ENERGIA CONTÍNUA EM ANÁLISES DE SEGURANÇA DE CRITICALIDADE

Jean A. D. Salomé, Claúbia Pereira

Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Belo Horizonte, MG, Brasil

jadsalome@yahoo.com.br, claubia@nuclear.ufmg.br

Palavras-Chave: criticalidade nuclear; fator de multiplicação (k); código MCNP5.

RESUMO

O estudo de sistemas críticos e subcríticos é muito importante na concepção, instalação e operação de vários dispositivos, principalmente, reatores nucleares e usinas de energia. As informações geradas por esses sistemas podem orientar as decisões a serem tomadas na elaboração do projeto executivo de uma instalação, na análise da viabilidade econômica de um empreendimento e nas medidas de segurança preventivas e de intervenção a serem empregadas em uma instalação nuclear. Simulando alguns experimentos do International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, o código MCNP5 produziu resultados que estavam em conformidade com os valores obtidos experimentalmente, como será mostrado neste trabalho. Além disso, foi validado como ferramenta para análise de segurança de criticalidade nuclear, pois os valores produzidos atenderam às exigências dos padrões das normas de segurança para estocagem de materiais combustíveis estabelecidos pelas autoridades brasileiras.



ANÁLISE DO IMPACTO DE VENENO QUEIMÁVEL NO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL

**Rochkhudson B. de Faria, Fabiana B. A. Monteiro, Felipe Silva Torres e
Claubia Pereira**

Universidade Federal de Minas Gerais

Departamento de Engenharia Nuclear

Escola de Engenharia, Belo Horizonte, MG

Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq

rochkhudson@ufmg.br

Palavras-Chave: veneno queimável; elemento combustível; PWR

RESUMO

Neste trabalho, será utilizado um elemento combustível de um reator PWR tipo 17 x 17, com o combustível enriquecido a 4,0%, onde serão colocadas diferentes quantidades de barras de veneno queimável e diferentes composições. A utilização do veneno queimável é importante no controle da população de nêutrons em um reator, principalmente no início do ciclo, além de possibilitar a redução da utilização das barras de controle evitando, assim, grandes oscilações durante a operação do reator. A avaliação neutrônica do elemento combustível será realizada com o sistema de códigos SCALE 6.0, através do módulo de controle TRITON, utilizando a biblioteca de seção de choque de 44 grupos, por ser uma biblioteca bastante utilizada neste tipo de análise e exigir menos tempo computacional. Este sistema de códigos é amplamente aceito e utilizado mundialmente para análise de segurança e criticalidade de reatores nucleares. A meta é avaliar o comportamento do fator de multiplicação e comparar os resultados com os diferentes números de barras de veneno queimável e composição; não haverá veneno solúvel no refrigerante e o único sistema de controle a ser utilizado será as diferentes combinações do veneno queimável. Os resultados demonstram que no início do ciclo o fator de multiplicação infinito na configuração que possui veneno queimável chega a ser mais de 23% menor que a configuração sem veneno queimável.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

AVALIAÇÃO DA INSERÇÃO DE COMBUSTÍVEIS REPROCESSADOS DILUÍDOS EM TÓRIO EM REATORES DO TIPO PWR

Fabiana B. A. Monteiro, Rochkhudson B. de Faria, Cláudia Pereira

Departamento de Engenharia Nuclear

Escola de Engenharia

Universidade Federal de Minas Gerais

Belo Horizonte, Minas Gerais

fabianabeghini@yahoo.com.br, rochkdefaria@yahoo.com.br, claudia@nuclear.ufmg.br

Palavras-Chave: TRU; tório; PWR; Scale 6

RESUMO

A inserção de combustível reprocessado diluído em tório em um elemento combustível de um reator do tipo PWR foi simulada, considerando o ciclo (TRU-Th) com diferentes enriquecimentos, que variaram de 5.5% a 7.0%. Os combustíveis reprocessados foram obtidos através do código ORIGEN 2.1 a partir de um combustível PWR padrão, queimado (33,000 MWd/tHM), com 3.1% de enriquecimento inicial. Este combustível foi resfriado por cinco anos e então reprocessado pela técnica de reprocessamento UREX+. O fator de multiplicação infinito, o espectro endurecido e a evolução do combustível durante a queima foram avaliados. Este estudo foi realizado utilizando o código SCALE 6.0.



CIRCUITO DE VISUALIZAÇÃO DA REFRIGERAÇÃO DE EMERGÊNCIA DE ELEMENTO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

Sabrina Priscila Alves, Amir Zacarias Mesquita, Hugo Cesar Rezende

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
Belo Horizonte (MG)

sabrinapral@gmail.com; amir@cdtn.br, hcr@cdtn.br

Palavras-Chave: acidente com perda de refrigerante; refrigeração de emergência; elemento combustível nuclear.

RESUMO

A segurança das centrais nucleares é determinada em função de sua proteção contra as consequências que podem resultar da ocorrência de acidentes postulados. Um dos acidentes mais importantes é a perda de refrigerante no núcleo (*Loss of Coolant Accident – LOCA*). A falha pode acontecer devido à ruptura da tubulação do circuito primário. Outro acidente previsto é devido à falta de energia elétrica nos motores das bombas do circuito primário. Nos dois casos o reator é desligado automaticamente, pela redução da reatividade para manter as fissões e pela queda das barras de controle. Na ocorrência de um acidente é necessário manter a circulação do refrigerante, para retirada do calor residual dos elementos combustíveis, que permanece após o desligamento. Este calor corresponde a uma quantidade significativa da energia máxima gerada na operação normal (cerca de 6%). Este tipo de evento tem recebido bastante destaque na imprensa nos últimos meses devido ao acidente ocorrido nos reatores da central de Fukushima. Este trabalho descreve o estágio atual do projeto de pesquisa em andamento no Laboratório de Termohidráulica do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), que tem como propósito a construção e utilização de um circuito para monitoramento e visualização do processo de refrigeração de emergência de uma vareta simuladora de elemento combustível nuclear. O sistema permitirá visualizar e compreender o processo de refrigeração da parede de um elemento combustível, durante a ocorrência de falha no sistema de refrigeração do núcleo de um reator refrigerado a água leve. Os resultados encontrados serão confrontados com os resultados previstos pelo código de computador Hidroflut, que está sendo atualizado. A montagem experimental terá o propósito de simular e ilustrar o acidente de perda de refrigerante com duas possibilidades. O acidente de perda total do refrigerante, onde toda a água foi drenada do núcleo, ficando seco o revestimento das varetas combustíveis, sendo então injetada água para o remolhamento dos elementos combustíveis. A outra situação será a perda de vazão do refrigerante, quando ocorre falta de alimentação elétrica das bombas do primário. Nos dois casos é necessário retirar o calor residual dos combustíveis. Neste trabalho, a refrigeração será realizada de modo passivo, isto é, por gravidade, conforme ocorre nos modernos reatores da geração III. Nas simulações, o refrigerante percorrerá a região anular entre o elemento combustível e o vidro (canal), em sentido ascendente.



A NOVA GERAÇÃO DE REATORES NUCLEARES - ESTADO DA ARTE E TENDÊNCIA, COM ÊNFASE NA ECONOMIA, SEGURANÇA E PROTEÇÃO

Flávia Noronha Amantéa¹, Amir Zacarias Mesquita²

¹ Pontifícia Universidade Católica de Minas Gerais
Belo Horizonte, MG
flavinhaamantea@hotmail.com

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
Belo Horizonte, MG
amir@cdtn.br

Palavras-Chave: energia; reatores nucleares; sustentabilidade, segurança.

RESUMO

Com o fenômeno do efeito de estufa e com a constante diminuição das reservas de combustíveis fósseis, a escolha do tipo de geração de energia revela-se cada vez mais crítica e importante. A energia nuclear é uma das soluções para uma alternativa de uma geração de energia mais limpa e menos dependente dos combustíveis fósseis. Contudo, esta forma de geração que utiliza a energia libertada pelo processo de fissão para produzir eletricidade, não é um processo consolidado. A energia nuclear está constantemente sendo alvo de estudo e pesquisa seja por forma a melhorar a sua segurança, seja para tornar o processo energético mais eficiente, ou lidar com a questão dos resíduos nucleares. As gerações atuais de reatores nucleares estão sendo substituídas por novas gerações com algumas dessas melhorias associadas. A próxima geração de reatores foca-se em maiores e melhores condições de segurança, com medidas de atenuação de acidentes incorporadas ao projeto. Um exemplo disto é o Reator Europeu a Água Pressurizada (EPR), desenvolvido pela AREVA NP, que embora seja considerado ainda um reator de 3ª geração, apresenta melhorias muito significativas face aos outros tipos de reatores desta e gerações anteriores. O futuro da energia nuclear já está a caminho. O desenvolvimento de reatores avançados e de fusão nuclear promete elevar a geração energética a um novo patamar tecnológico. Iniciativas internacionais buscam pavimentar essa estrada e contam com a participação brasileira. Além de integrar estes projetos, o país também aposta na pesquisa nacional para ingressar na nova era tecnológica nuclear. Este trabalho descreve o estágio atual do projeto de pesquisa, em andamento no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), que tem entre seus objetivos o acompanhamento do estado da arte das opções de fornecimento de energia, não só na área nuclear (fissão, fusão e decaimento radioativo), mas também de outras alternativas. É apresentado um levantamento das características de todas as gerações de reatores nucleares. A geração IV, com seus seis conceitos de reatores, encontra-se em estudo e poderão ser implementados a partir de 2030. Os conceitos desta nova geração de reatores são baseados em projetos convencionais e procuram maximizar a segurança, a sustentabilidade e a economia.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

ANÁLISE TÉRMICA DE UM REATOR DE ALTA TEMPERATURA USANDO O CÓDIGO RELAP5-3D

**Maria E. Scari, Antonella L. Costa, Cláudia Pereira, Maria A. F. Veloso,
Clarysson A. M. Silva**

Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia

Universidade Federal de Minas Gerais

Belo Horizonte, MG, Brasil

Instituto Nacional de Ciências e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores/CNPq, Brasil

melizabethscari@yahoo.com

Palavras-Chave: HTR-10; pebble bed; reatores nucleares; RELAP5-3D; termo-hidráulica.

RESUMO

Os reatores modulares de Alta Temperatura Refrigerados a Gás (HTGR) são considerados fontes seguras e eficientes de energia nuclear para produção de eletricidade e outras aplicações industriais, como produção de hidrogênio, e vêm sendo bastante estudados e testados. O HTR-10 é um reator modular de alta temperatura, tendo como combustível urânio enriquecido e distribuído no núcleo na forma de *pebble bed*. Ele é refrigerado a gás hélio, tem potência de 10 MW e foi projetado, construído e operado na China pelo *Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET)*. Neste trabalho, o código RELAP-3D é utilizado para fazer a modelagem termo-hidráulica deste reator e o seu comportamento no estado estacionário é estudado. Resultados da distribuição de temperatura ao longo do núcleo, temperaturas de saída e de entrada do refrigerante, vazão do refrigerante e outros parâmetros são simulados. Estes resultados são comparados com dados disponíveis em um documento referência publicado pela *International Atomic Energy Agency (IAEA)* em 2013. Estudos iniciais demonstraram que o modelo construído no código RELAP-3D é capaz de reproduzir o comportamento térmico do reator HTR-10.



INVESTIGAÇÃO NUMÉRICO-EXPERIMENTAL DA CIRCULAÇÃO NATURAL EM REATORES NUCLEARES DE PISCINA

Higor Fabiano P. de Castro, Amir Z. Mesquita, André A. C. Santos

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
(CDTN/CNEN)

Belo Horizonte (MG)

spiderhigor@yahoo.com.br; amir@cdtn.br, aacs@cdtn.br

Palavras-Chave: Reator Multipropósito Brasileiro (RMB); reator nuclear de pesquisa, termo-hidráulica.

RESUMO

Nos reatores de pesquisa a retirada do calor gerado pelas fissões nucleares é realizada por circulação natural, em operações de baixas potências. Tanto nos reatores de pesquisa, quanto nos reatores de potência, a remoção do calor residual existente nos combustíveis após o desligamento, também é realizada por convecção natural. Isto é também uma das principais características dos modernos reatores refrigerados à água leve (Geração III+). Um efeito importante que ocorre nos reatores de pesquisa e que é de extrema importância para a refrigeração passiva dos combustíveis, é conhecido como efeito chaminé. Em muitos reatores de pesquisa, como no projeto do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB), existe uma chaminé física (tubo), localizada acima do núcleo, para melhoria da retirada do calor dos canais de refrigeração. Quando não existe este sistema considera-se que existe uma chaminé virtual. Este trabalho descreve o estágio atual do projeto de pesquisa em andamento no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), que tem como finalidade a exploração de um circuito experimental que reproduza o comportamento do fluxo do refrigerante em regime monofásico e circulação natural de um reator nuclear de pesquisa. O circuito será similar ao do RMB, isto é, núcleo situado no fundo de uma piscina aberta. O sistema está sendo montado, em escala reduzida, de modo a simular o circuito termo-hidráulico do reator de pesquisa RMB. O núcleo do reator será simulado por resistores elétricos, com geometria similar aos elementos combustíveis do reator RMB (combustíveis do tipo placa). Vários termopares serão instalados no poço, principalmente, em posições axiais acima do núcleo. As temperaturas serão monitoradas e registradas por um sistema de aquisição de dados, em desenvolvimento no projeto. Serão construídas chaminés de várias alturas, que serão posicionadas, alternadamente, acima do núcleo, de modo a se medir a variação do fluxo de massa e a temperatura do refrigerante no canal quente do núcleo. Os dados serão analisados utilizando planilhas eletrônicas de modo a levantar uma correlação entre o fluxo do refrigerante e as alturas das chaminés (efeito chaminé). A potência fornecida pelos resistores (combustíveis) será variada de modo a reproduzir proporcionalmente a faixa de operação do reator RMB. Os dados coletados experimentalmente serão utilizados para avaliar o modelo numérico. Serão aplicados procedimentos de verificação e validação de simulações utilizando fluidodinâmica computacional (*Computational Fluid Dynamics* – CFD). Pretende-se com esta pesquisa fornecer subsídios para o projeto do RMB, assim como de outros reatores de pesquisa.



DESENVOLVIMENTO DE METODOLOGIAS E APLICAÇÃO DE TÉCNICAS DE ANÁLISE E GERENCIAMENTO DE RISCOS PARA MELHORIAS NO CONTROLE, SEGURANÇA E LICENCIAMENTO NUCLEAR DE CENTRAIS NUCLEARES

Márcio A. Pessoa, Amir Z. Mesquita, Vanderley de Vasconcelos

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN)
Belo Horizonte (MG)

marcioaraujopessoa@gmail.com; amir@cdtn.br; vasconv@cdtn.br

Palavras-Chave: Licenciamento nuclear, técnicas de análise, gerenciamento de risco, centrais nucleares

RESUMO

As revisões das recomendações regulatórias da Agência Internacional de Energia Nuclear (IAEA) no cenário internacional pós-eventos no Japão e o cenário nacional da criação da Agência Reguladora do Setor Nuclear, reforçam a necessidade de revisão e atualização contínua dos processos de licenciamento, avaliação de segurança e gerenciamento de risco à luz das lições aprendidas. Técnicas como Avaliação Probabilística de Risco, Engenharia de Confiabilidade e Inspeção Baseada em Risco, serão adaptadas e incorporadas aos processos de licenciamento nuclear e ambiental de centrais nucleares, buscando a melhoria dos projetos e a redução dos riscos envolvidos no ciclo de vida destas instalações. Este trabalho descreve o projeto de pesquisa em andamento no CDTN/CNEN, que tem como meta o desenvolvimento e a aplicação de metodologias de análise e gerenciamento de risco, tendo em vista a melhoria dos processos de licenciamento nuclear de centrais nucleares. Para o desenvolvimento do projeto estão previstas várias etapas, dentre as quais podem-se citar: definição do escopo e abrangência do sistema (projeto conceitual); levantamento de informações disponíveis pelos órgãos reguladores e pela indústria sobre perigos e eventos de maior interesse (registros de inspeções, de eventos, testes, manutenção, treinamentos, etc.); levantamento de técnicas de Avaliação Probabilísticas de Segurança, Gerenciamento de Risco, Engenharia de Confiabilidade e avaliação de consequências aplicáveis; elaboração do projeto lógico do sistema de avaliação integrada da segurança, incluindo modelos e bancos de dados necessários para aplicação das técnicas identificadas; realização de estudo de caso utilizando o sistema desenvolvido para avaliação e gerenciamento de riscos de centrais nucleares. O estudo visa contribuir para a otimização no projeto das centrais nucleares do programa nacional, bem como melhorias de segurança e eficiência e eficácia no processo de seu licenciamento nuclear. Os sistemas desenvolvidos poderão ser aplicados tanto para reatores nucleares de potência e pesquisa, quanto para as demais instalações do ciclo do elemento combustível. O trabalho é apoiado com bolsa de estudo da Eletronuclear/CAPES, além de apoio financeiro dos projetos: Projeto Institucional CDTN/CNEN (PA 0703.01): P&D em Atividades Regulatórias e de Segurança, do projeto FINEP Ação Transversal 2008/2009: “Ações de P, D & I e capacitação voltadas para a retomada do PNB”.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear

DESENVOLVIMENTO DE UMA MODELAGEM DA CENTRAL NUCLEAR DE ANGRA 1 NO CÓDIGO RELAP5: REGIME PERMANENTE A PLENA POTÊNCIA

**Adolfo R. Hamers, Cláudia Pereira, Antonella L. Costa,
Maria Auxiliadora F. Veloso**

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Belo Horizonte, MG
adolforomerohamers@hotmail.com

Palavras-Chave: Angra 1; modelagem termo-hidráulica; RELAP5

RESUMO

A proposta deste trabalho é apresentar uma modelagem termo-hidráulica detalhada para a usina nuclear Angra 1 utilizando o código RELAP5. O modelo compreende todo o circuito primário e secundário até a válvula de vapor principal a qual se localiza na parte superior do gerador de vapor, antes das linhas de vapor. O modelo utiliza cinética pontual para o cálculo da potência fornecida ao fluido pelo combustível nuclear no vaso de pressão do reator. São apresentados os componentes hidráulicos e estruturas de calor que foram modelados em detalhes. Os testes iniciais do modelo geraram resultados de cálculo estacionário em boa concordância com os dados disponíveis da planta e são apresentados neste trabalho.



SISTEMA PARA AFERIÇÃO DE UM DISPOSITIVO DE VELOCIMETRIA POR LASER DOPPLER

Hailton Donizete de Resende Júnior¹, Amir Zacarias Mesquita²

¹ Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) / PUC-MINAS

Belo Horizonte, Minas Gerais

hailton@me.com

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN)

Belo Horizonte, Minas Gerais

amir@cdtn.br

Palavras-Chave: LDV; LabVIEW; Aferição

RESUMO

Para atender a evolução da engenharia, são necessários diversos tipos de instrumentos de medição, garantindo assim, as dimensões ideais de uma peça ou o funcionamento perfeito de determinados instrumentos de medições com erro mínimo possível, visando evitar variações nas medições. Entretanto, tais instrumentos necessitam de aferição em períodos pré-estabelecidos para operarem de acordo com ideal. Este trabalho mostra o estágio atual do circuito eletro-mecânico em desenvolvimento no Laboratório de Termohidráulica do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), que tem como finalidade projetar e montar um dispositivo capaz de aferir o medidor de vazão do Circuito Água-Ar (CAA). O medidor de vazão utilizado é um LDV (Laser Doppler Velocimetry). O CAA é um circuito que simula experimentalmente a mistura água-vapor que pode ocorrer no núcleo de reatores PWR. Pela elaboração e construção do sistema de aferição está sendo utilizado o software LabVIEW. Desenvolveu-se um código capaz de realizar tratamentos de dados, baseados em uma estrutura de repetição. Para fornecer um valor padrão de velocidade, um fio de nylon é estendido por dois discos ligados ao eixo de uma motor que por sua vez depende do LabVIEW para gerar os valores de velocidades. O fio de nylon representa uma partícula que seria lida pelo laser Doppler, portanto o valor a ser lido pelo laser deve ser igual ou aproximado daquele fornecido pelo motor. Com valores armazenados no banco de dados, tanto os valores padrões como os valores fornecido pela medição feita pelo laser Doppler, o próprio LabVIEW realiza as devidas análises e comparações dos valores e retorna o resultado da aferição. Com o calibrador montado, com o atual dimensionamento dos discos do eixo e do disco do contador de pulsos e as relações de polia, ele alcança uma amplitude de velocidade de zero a cinco metros por segundo. Para o cálculo correto dos erros relacionados às medidas do laser no projeto, é necessário a comparação com um laser Doppler corretamente calibrado. Contudo, com as medidas obtidas pela simulação, é possível estipular o erro da velocidade medida pelo contador de pulsos em metros por segundo. Portanto futuros ajustes serão necessários para uma melhor apuração de dados e uso correto do aferidor.



INFLUÊNCIA DAS SEÇÕES DE CHOQUE TÉRMICAS PARA O HIDRETO DE ZIRCÔNIO UTILIZANDO O CÓDIGO MONTE CARLO SERPENT 2

**Sincler P. de Meireles, Amir Z. Mesquita, André A. C. Santos,
Maria Ângela de B. C. Menezes**

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
(CDTN/CNEN) Belo Horizonte (MG)

spm@cdtn.br; amir@cdtn.br; aacs@cdtn.br; menezes@cdtn.br

Palavras-Chave: Simulação, Serpent 2, MCNPX

RESUMO

O programa Serpent é um código Monte Carlo tridimensional para física de reatores e cálculo de queima (*burnup*), desenvolvido pelo Centro de Pesquisa Técnica VTT da Finlândia desde 2004. O Serpent 1, é disponível publicamente e distribuído pelo Banco de dados OECD / NEA e RSICC desde 2009. Uma nova versão do código, Serpent 2, está atualmente em uma fase beta de testes e se encontra apenas disponível para alguns usuários registrados. Neste trabalho foram realizados testes com o Serpente 2.1.20. No Serpent as temperaturas dos núclídeos são definidas inicialmente e uma vez que os dados de seção de choque são gerados, eles não podem ser alterados posteriormente. É importante que as bibliotecas de seção de choque sejam geradas na temperatura certa para modelar corretamente o alargamento Doppler (*Doppler-broadening*) dos picos de ressonância. É também extremamente importante usar as bibliotecas de espalhamento térmico adequadas para o material moderador. As seções de choque térmicas são usadas em reações de espalhamento elástico de baixa energia para alguns importantes moderadores, como o hidrogênio na água ou em carbono grafite. As bibliotecas $S(\alpha, \beta)$ devem ser utilizada se os nêutrons possuem energias suficientemente baixas (geralmente menores que 4 eV), de modo que os efeitos das ligações moleculares se tornem importantes (moléculas formadas por pontes de hidrogênio como a água e alguns sólidos cristalinos, dentre outros materiais). Não há dados disponíveis para a hidreto de zircônio nas bibliotecas disponibilizadas no Serpent 2.1.20. Com o objetivo de investigar os efeitos da presença ou ausência da biblioteca de espalhamento térmico, simulações foram realizadas com a biblioteca ENDF / B-VII, e os dados sobre a biblioteca térmica importados da ENDF 70/sab, disponíveis para MCNPX e utilizados para ambos códigos. Os resultados iniciais desta simulação são apresentados neste trabalho e são condizentes com os mostrados na literatura. Como objeto de simulação, foi utilizada a primeira configuração do núcleo (*Begin Of Life*) do reator de pesquisa TRIGA. O reator IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN / CNEN) é uma reator tipo TRIGA Mark I que opera desde 1960.



INVESTIGAÇÃO DA VIABILIDADE DE USO DO CÓDIGO SERPENT 2 PARA DETERMINAÇÃO DO FLUXO NEUTRÔNICO NO REATOR TRIGA IPR-R1

**Sincler P. de Meireles, Amir Z. Mesquita, André A. C. Santos,
Maria Ângela de B. C. Menezes**

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear
(CDTN/CNEN) Belo Horizonte (MG)

spm@cdtn.br; amir@cdtn.br; aacs@cdtn.br; menezes@cdtn.br

Palavras-Chave: Simulação, Serpent 2, MCNPX, reator de pesquisa TRIGA.

RESUMO

O Código Serpent é um código Monte Carlo tridimensional para física de reatores e cálculo de queima (burnup), desenvolvido pelo Centro de Pesquisa Técnica VTT da Finlândia desde 2004. Disponível publicamente e distribuído pelo Banco de Dados OECD / NEA e RSICC, desde 2009. Neste trabalho foram realizados testes com a versão Serpent 2.1.20, ainda em fase beta de testes. Neste trabalho investigou-se o fluxo de nêutrons na primeira configuração do Reator de pesquisa TRIGA do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN / CNEN). O código Serpent estima o fluxo de nêutrons por colisão, isto porque a estimativa *tracklength* não está disponível quando *delta-tracking* é usado para transporte de nêutrons. As duas estimativas são igualmente adequadas para os cálculos de reatores típicos, em que a fonte de nêutrons é distribuída ao longo de toda a geometria. A eficiência torna-se *baixa*, no entanto, se as taxas de reações são calculadas dentro de pequenos volumes, ou estruturas opticamente finas localizadas em regiões de baixa densidade de colisões. Foram testadas diferentes geometrias como monitores e os dados obtidos foram comparados com dados provenientes de simulações utilizando MCNPX e da documentação disponível para a configuração de núcleo simulada. Concluiu-se que o código Serpent não é a melhor escolha para cálculos de dosimetria. Por outro lado, a sua utilização requer menos esforço computacional, o que se reflete diretamente no cálculo do tempo total.



Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014

Belo Horizonte, MG, Brasil, 7 a 9 de outubro de 2014

Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais

Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares - Departamento de Eng. Nuclear