



## **Blindagem multilaminada aplicada a um reator modular de pequeno porte hipotético**

Neto<sup>a</sup> A. T.; Duarte<sup>a</sup> G.M., Talon<sup>a</sup> J.D., Lopes<sup>a</sup> T.J., Oliveira<sup>a</sup> C.L., Fiel<sup>a</sup> J.C.B.,  
Fontes<sup>a</sup> G.S., Cabral<sup>a</sup> R.G., Vellozo<sup>a</sup> S.O., Barroso<sup>a</sup> D.E.G.

*<sup>a</sup>Instituto Militar de Engenharia - Engenharia Nuclear*

*Praça Gen. Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro, RJ, Brasil*

*[albertoneto@ime.eb.br](mailto:albertoneto@ime.eb.br)*

---

### **RESUMO**

Neste trabalho, o núcleo de um reator modular de pequeno porte (SMR) hipotético do tipo PWR, com um enriquecimento do combustível de 20% e potência de 50 MWe (150 MWt), foi simulado na condição de criticalidade. A 300 cm do vaso de pressão do SMR foi medida a dose efetiva de 1,33E+9 mSv, que mostrou a necessidade de calcular e instalar uma blindagem multilaminada no contexto do plano de proteção radiológica da instalação nuclear para fins de licenciamento e cumprimento das diretrizes pertinentes. Os dados disponíveis foram utilizados no dimensionamento do projeto básico do serviço de proteção radiológica da instalação, além da possibilidade de serem aplicados na elaboração do respectivo PSAR (Preliminary Safety Analysis Report).

*Palavras-chave: SMR, Multilaminada, Blindagem, SCALE, Radioproteção.*

---

### **ABSTRACT**

In this work, the core of a hypothetical PWR type Small Modular Reactor (SMR) with 20% fuel enrichment and 50 MWe (150 MWt) power was simulated using the SCALE code under routine operation condition. An effective dose of 1,33E+9 mSv was measured at 300 cm from the SMR pressure vessel which showed the need to calculate and install a multi-laminated shield in the context of the nuclear facility radiological protection plan for licensing purposes and compliance with the related guidelines. The available data were used for the sizing of the facility radiological protection service basic project, besides it can be applied to elaborate the power plant PSAR.

*Keywords: SMR, Multi-laminated, Shield, SCALE, Radioprotection.*

---

## 1. INTRODUÇÃO

O estudo apresenta a modelagem de um reator modular de pequeno porte (SMR), de potência 50 MWe (150 MWt), que pode ser utilizado para geração de energia com a finalidade de uso comercial, dessalinização da água do mar, ou mesmo em propulsão naval. Essa versatilidade se deve ao seu baixo custo de investimento inicial, grande flexibilidade de localização e alta eficiência quando comparado aos reatores nucleares tradicionais (United States Department of Energy - DOE)[1].

O objetivo do trabalho foi determinar as espessuras necessárias de uma blindagem multilaminada considerando a operação diária do SMR, levando em consideração toda radiação proveniente do seu núcleo. O núcleo deste reator foi modelado e simulado utilizando, como ferramenta, o *software* SCALE (KENO VI e T6-DEPL)[2].

Os resultados referentes à radiação foram analisados, as doses efetivas calculadas e se verificou a necessidade de implementação de blindagem multilaminada, constituída de concreto ordinário, alumínio, ferro e chumbo, na instalação nuclear a fim de atender aos limiares normativos estipulados pelo órgão regulador para a radioproteção dos IOE<sup>1</sup>.

## 2. MATERIAIS E MÉTODOS

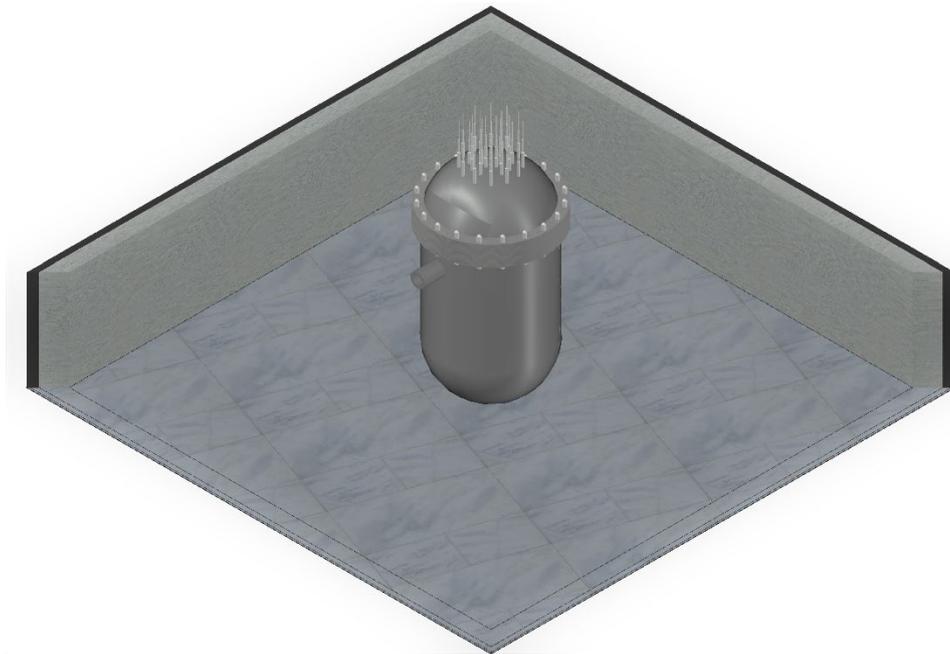
A metodologia apresenta o estudo fundamentado na definição da blindagem multilaminada para a instalação nuclear ilustrada na Figura 1<sup>2</sup>. Inicialmente, foi definido o núcleo do SMR, conforme as Figuras 2 e 3. Utilizou-se os módulos KENO VI e T6-DEPL, do *software* SCALE, com a finalidade de, respectivamente, modelar a geometria do núcleo e obter as atividades médias decorrentes dos radionuclídeos provenientes das reações nucleares ocorridas durante o *burn-up* do combustível ao longo de um dia de operação na condição de criticalidade do SMR.

---

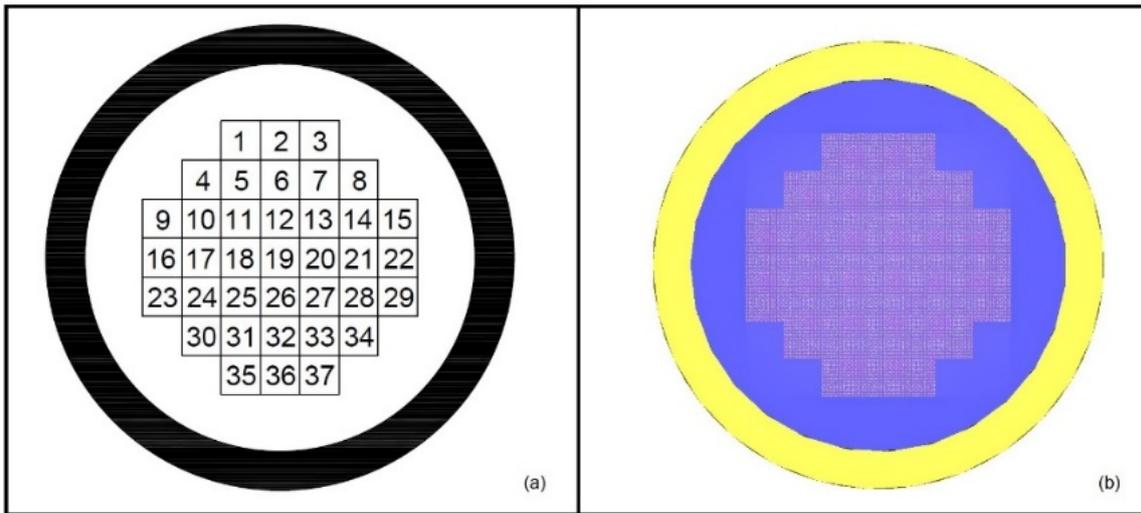
<sup>1</sup> IOE: Indivíduos Ocupacionalmente Expostos.

<sup>2</sup> Ilustra apenas o vaso do reator e parte da blindagem a ser instalada. Foram desconsiderados todos os componentes, acessórios e a parte superior da blindagem da instalação nuclear.

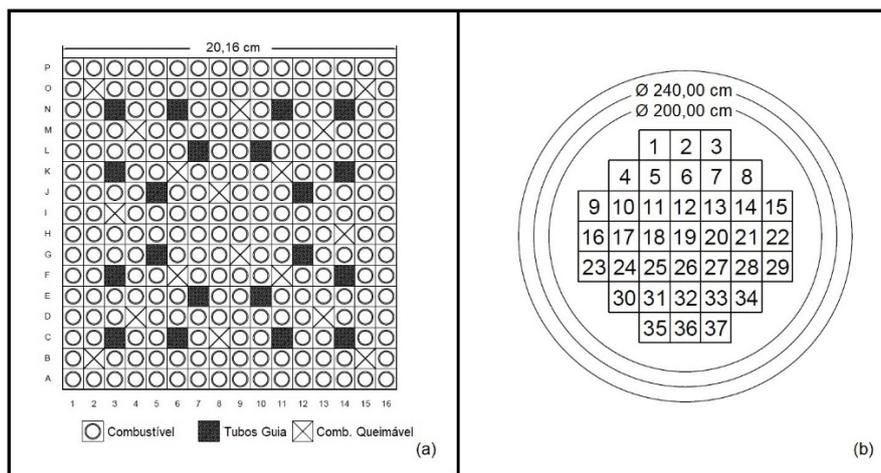
Os parâmetros nucleares, considerando a condição de criticalidade de funcionamento do SMR no ciclo zero, foram: temperatura do combustível e da água  $T = 613$  K, 700 ppm de Boro diluído no moderador e composição isotópica do elemento combustível  $UO_2$  com enriquecimento a 20% do  $^{235}U_{92}$ . Considerou-se, também, a presença de combustível queimável  $UO_2 + Gd_2O_3$  no núcleo do SMR.



**Figura 1:** Ilustração simplificada da instalação nuclear.

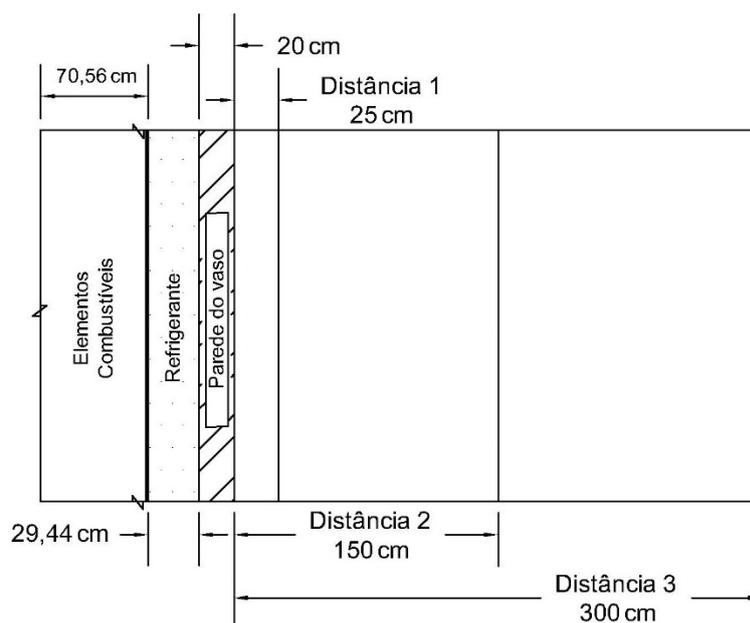


**Figura 2:** Vista superior do núcleo de SMR: (a) AutoCAD; (b) SCALE/KENO VI.



**Figura 3:** Vista superior: (a) Elemento combustível (EC); (b) Disposição dos EC no núcleo.

A partir dos resultados das atividades obtidas por meio do SCALE, considerou-se uma fonte pontual e isotrópica emitindo fótons monoenergéticos localizada no *cladding* das varetas dos ECs mais externos a partir do centro do núcleo do SMR, (nas posições 1, 2, 3, 4, 8, 9, 15, 16, 22, 23, 29, 30, 34, 35, 36 e 37) conforme as Figuras 3 (b) e 4.



**Figura 4:** Camadas percorridas pelos fótons.

A distância de 300 cm da parede externa do vaso de pressão do SMR foi estipulada de forma a delimitar o espaço necessário para a sua instalação e de seus acessórios conforme apresentado na Figura 4. As demais distâncias (1 e 2) foram definidas aleatoriamente para os cálculos efetuados.

Admitindo-se o experimento com geometria desfavorável<sup>3</sup>, foi computado o efeito de *build-up*[3] na trajetória dos fótons. Assim, foi utilizada a lei da atenuação exponencial descrita pela Equação 3.1.

$$I = I_0 e^{-\mu x} B(\mu x) \quad 3.1$$

sendo  $I$  e  $I_0$  fótons por unidade de tempo (s),  $\mu$  é o coeficiente de atenuação ( $\text{cm}^{-1}$ ),  $x$  é a espessura do material (cm) e  $B$  é o fator de *build-up* (adimensional).

Para isso, foram utilizados os fatores de *build-up* individuais de Taylor  $B_T(\mu x)$ [4,5], para meio infinito, considerando os diferentes materiais, individualmente, a partir da Equação 3.2.

$$B_T(\mu x) = A_1 e^{-\alpha_1 \mu x} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu x} \quad 3.2$$

<sup>3</sup> Geometria desfavorável: em função do feixe de radiação incidente não ser colimado ao longo de sua trajetória.

onde  $B_T$  (adimensional),  $A_1$ ,  $\alpha_1$  e  $\alpha_2$  são coeficientes obtidos em função dos materiais e da energia da fonte (adimensionais);  $A_2$  é determinado como  $A_2 = 1 - A_1$ [5] (adimensional);  $\mu$  e  $x$  já foram explicitados.

O trajeto da radiação passa por diferentes camadas: *cladding* (considerado como estanho para efeito de cálculos), água e parede do vaso de pressão (considerado como ferro para efeito de cálculos). Calculados os  $B_T(\mu x)$ , determinou-se de forma linear, para considerar o acréscimo total de radiação devido ao duplo espalhamento Compton ocorrido nas interações da radiação com os supracitados materiais, o fator de *build-up* de Broder ( $B_B$ )[4,5] mostrado na Equação 3.3.

$$B_B(\sum_{i=1}^N \mu_i x_i) = B(\sum_{i=1}^{N-1} \mu_i x_i) + [B_N(\sum_{i=1}^N \mu_i x_i) - B_N(\sum_{i=1}^{N-1} \mu_i x_i)] \quad 3.3$$

onde  $B_B$  (adimensional),  $N$  representa a quantidade de camadas, no caso em estudo três,  $\mu_i$  e  $x_i$  conforme já explicitados.

O fator de transmissão (FT) foi determinado por meio da relação  $I/I_0$  e, a partir da atividade média total inicial ( $A_0$ ) na parede externa do *cladding* dos ECs mais externos do núcleo, obtida por meio da simulação, foi calculada a atividade na parede externa do vaso do reator ( $A$ ). Os valores calculados para o  $\mu$  e coeficiente de atenuação de massa ( $\mu_{en}/\rho$ ) foram interpolados[6], tendo por referência a energia média ponderada em relação às atividades médias dos respectivos radionuclídeos da Tabela 1.

Deste modo, foi obtida a dose absorvida[4,7], em sievert (Sv), por meio da seguinte equação:

$$D = \frac{A}{4\pi r^2} \left[ \sum_i^\infty E_i \left( \frac{\mu}{\rho} \right)_i \right] \quad 3.4$$

sendo  $A$  a atividade, em bequerel (Bq), da fonte radioativa,  $r$  a distância (cm) da fonte até o ponto de interesse,  $E_i$  a energia média ponderada (eV) do termo fonte (fonte radioativa) e  $(\mu/\rho)$  o coeficiente de atenuação de massa ( $\text{cm}^2/\text{g}$ ).

A dose equivalente[3], em sievert (Sv), foi calculada por:

$$H = DQ \quad 3.5$$

onde  $D$  é a dose (Sv) e  $Q$  representa o fator de qualidade considerado como 1, pois foram considerados apenas fótons.

A dose efetiva[3] foi obtida por meio de:

$$\xi = \sum_T W_T H_T \quad 3.6$$

sendo  $W_T$  o fator de peso (adimensional) do tecido ou órgão  $T$  e  $H_T$  a dose equivalente (Sv) no tecido ou órgão  $T$ .

Foi considerada a dose equivalente para o corpo inteiro; logo, a dose efetiva se iguala, matematicamente, a dose equivalente. Sabendo a dose efetiva inicial ( $\xi_0$ ) na parede externa do reator, calculou-se o FT da blindagem multilaminada usando a Equação 3.7.

$$\xi = \xi_0 e^{-\sum_{i=1}^n (\mu_i x_i)} B_B (\sum_{i=1}^N \mu_i x_i) \quad 3.7$$

onde  $n$  e  $N$  são iguais a 4, quantidade de materiais que compõem a blindagem multilaminada,  $\mu_i$ ,  $x_i$  e  $B_B$  já foram explicitados.

Adotou-se a hipótese de que nêutrons não atingem a blindagem estabelecida.

### 3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Realizada a simulação na condição de criticalidade do SMR, considerando todos os emissores de fótons após a *burn-up*, foram obtidos os radionuclídeos e suas respectivas atividades médias (resultado da queima no núcleo do SMR ao longo de um dia) cujo somatório foi definido como atividade média total inicial ( $A_0$ ). Com isso, obteve-se as respectivas energias por meio do LARAWEB[8], conforme descrito na Tabela 1.

**Tabela 1:** Radionuclídeos, atividades médias e energias para o SMR na condição de criticalidade.

Radionuclídeo	Atividade (Bq)	Energia (keV)	Radionuclídeo	Atividade (Bq)	Energia (keV)
Am241	9,45E+00	59,541	Pu241	8,82E+06	16,167
Am242m	5,96E-04	18,080	Pu242	1,86E-02	16,675
Am243	2,94E-03	74,660	Pu243	1,00E+03	84,000
Cm242	7,34E+01	17,595	Sm151	3,43E+10	6,483
Cm243	7,34E-01	277,599	Tc99	5,77E+07	89,520
Cm244	1,18E+00	17,055	U234	1,17E+10	15,311
Cm245	9,75E-07	103,734	U235	1,50E+10	185,720
Pu238	9,03E+04	16,167	U236	4,11E+07	15,359
Pu239	4,89E+09	16,167	U238	9,35E+09	15,311
Pu240	2,04E+07	16,167	Atividade Média Total ( $A_0$ ) (Bq) = 7,53E+10		

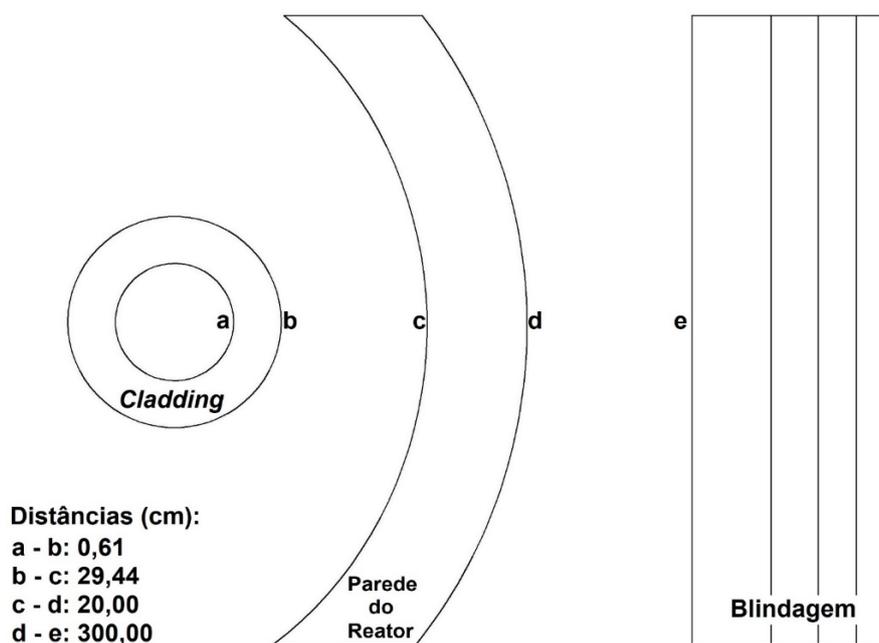
Na Tabela 2, são apresentados os resultados da taxa de dose (mSv/s) e a dose anual (mSv), obtidas considerando o ano de trabalho com 240 dias, 8 horas por dia, 60 minutos por hora e 60 segundos por minuto, tendo por referência a parede externa do SMR como mostrado nas Figuras 5 e 6.

**Tabela 2:** Doses efetivas nos pontos de interesse para o SMR na condição de criticalidade.

Distância (cm)	25	150	300
Taxa de Dose (mSv/s)	27623,07	767,31	191,83
Dose Anual (mSv)	1,91E+11	5,30E+9	1,33E+9

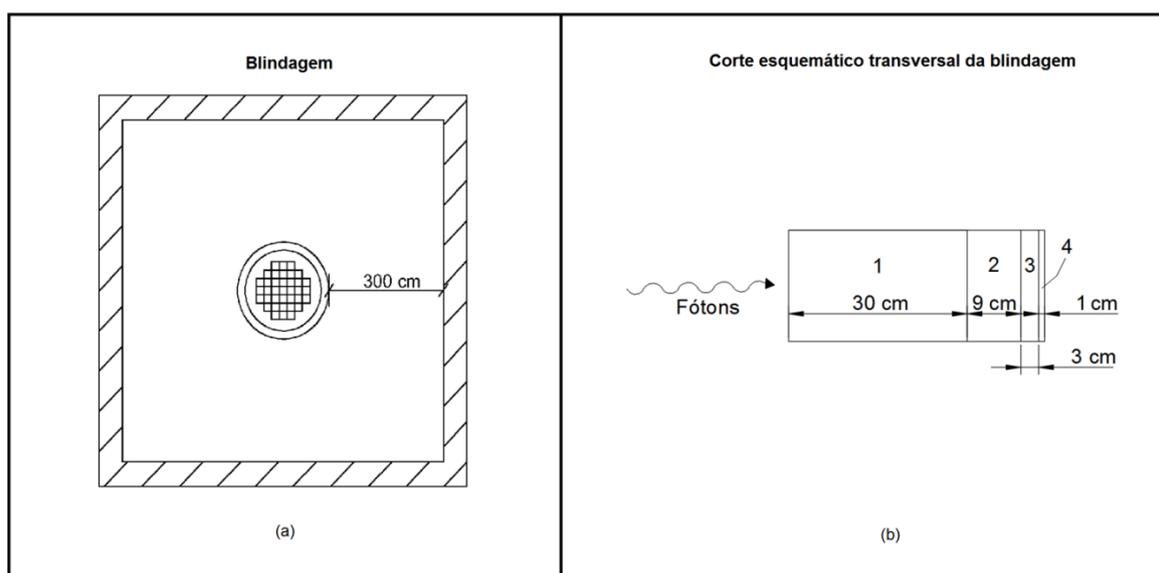
Notou-se a necessidade de blindagem, entre a fonte e o IOE, quando se obteve uma dose efetiva anual de 1,33E+9 mSv para a distância de 300 cm. Para o cálculo da blindagem, foi considerado o limite máximo normativo (média de cinco anos) da dose efetiva anual para um IOE de 20 mSv[9].

Visando otimizar a espessura, o custo e o peso, foi decidido instalar uma blindagem multilaminada definida por meio de simulações dos possíveis 24 arranjos sequenciais que podem ser obtidos utilizando os materiais alumínio, chumbo, concreto e ferro até se obter a combinação sequencial proposta que proporciona o menor FT.



**Figura 5:** Camadas percorridas pelos fótons.

Foram calculadas as espessuras dos materiais da blindagem para o SMR na condição de criticalidade, utilizando concreto ordinário, alumínio, ferro e chumbo, nesta ordem, no sentido fonte-detector, como apresentado na Figura 6. Este cálculo foi feito por tentativas a fim de se obter uma dose efetiva anual menor ou igual a 20 mSv.



**Figura 6:** Desenho esquemático da blindagem: (a) Vista superior da instalação nuclear; (b) Arranjo ilustrativo da blindagem multilaminada.

Tais materiais foram utilizados na blindagem devido à disponibilidade e à facilidade de seus manuseios. Os resultados obtidos para as espessuras desses materiais constam na Tabela 3.

**Tabela 3:** Blindagem e espessuras.

Materiais de Blindagem	Concreto - 1	Alumínio - 2	Ferro - 3	Chumbo - 4	Espessura Total
Espessura (cm)	30	9	3	1	43

Para a blindagem multilaminada proposta, a dose efetiva ocupacional calculada foi da ordem de 18,44 mSv, a qual está 7,8% abaixo dos limiares normativos.

#### 4. CONCLUSÕES

Do resultado obtido para a dose efetiva anual, na condição de criticalidade do SMR, constatou-se a eficiência da blindagem multilaminada a fim de atender aos limites estabelecidos na norma CNEN - NN 3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica[9]. O critério adotado para determinar essa blindagem foi o de menor FT; no entanto, poderiam ser adotados outros critérios, tais como: peso, custo e espessura da blindagem, sem acarretar o comprometimento dos limites normativos estabelecidos.

Conforme a Tabela 2, o projeto do arranjo da blindagem multilaminada estabelecido considerou 300 cm de distância entre a parede externa do vaso do SMR e o IOE. Para isso, obteve-se uma blindagem multilaminada com espessura de 43 cm, sendo as espessuras de 30 cm, 9 cm, 3 cm e 1 cm para o concreto ordinário, alumínio, ferro e chumbo, respectivamente. Assim, essa blindagem proposta permitiu o cálculo da dose efetiva ocupacional, da ordem de 18,44 mSv, inferior aos limites normativos estabelecidos.

Portanto, conclui-se que a metodologia aplicada no projeto de blindagem multilaminada atende às normas em vigor - no que tange à dose efetiva - e garante a segurança do IOE na instalação nuclear estudada.

## AGRADECIMENTOS

Gostaríamos de agradecer a todas as pessoas envolvidas com o curso de mestrado em engenharia nuclear do Instituto Militar de Engenharia, assim como a CAPES pelo apoio financeiro.

## REFERÊNCIAS

- [1] UNITED STATES DEPARTMENT OF ENERGY - DOE (2019). **Reactor Technology: Benefits of Small Modular Reactors (SMRs)**. Disponível em: <<https://www.energy.gov/ne/benefits-small-modular-reactors-smrs>>. Acesso em: 12 de agosto de 2019.
- [2] REARDEN, B. T.; JESSEE M. A. **Primer Scale: Code Systems ORNL/TM-2005/39 Version 6.2**, Oak Ridge, TN, abril de 2016.
- [3] TAUHATA, L.; SALATI, I.; DI PRINZIO, R.; DI PRINZIO A. R. **Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, RJ, 10<sup>a</sup> rev-2014.
- [4] ATTIX, F.H. **Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry**. Wiley-VCH Verlag GmbH & Co, 2004.
- [5] FODERARO, A. **The Photon Shielding Manual**. University Park Pennsylvania, PA, EUA, 1976.
- [6] NATIONAL INSTITUTE STANDARDS AND TECHNOLOGY - NIST. **X-Ray Mass Attenuation Coefficients** Disponível em: <<https://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/tab3.html>> Acesso em: 25 de julho de 2019.
- [7] CHILTON, A. B.; SHULTIS, J. K.; FAW, R. E. **Principles of Radiation Shielding**. Prentice-Hall, INC. Englewood Cliffs, NJ, EUA, 1984.
- [8] NUCLÉIDE – LARA. **Library for gamma and alpha emissions**. Disponível em: <<http://www.nucleide.org/Laraweb/index.php>> Acesso em: 20 de maio de 2019.

- [9] **Norma Cnen 3.0.1: Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica**, Rio de Janeiro, RJ, aprovada pela resolução 164/14, março de 2014.