

Контроль качества функционирования бортовой аппаратуры космического аппарата при воздействии излучения двигательной установки

Дементьев А.Н.* , Банников А.В. , Арсеньев К.В.*** ,
Ширяев А.А.**** , Басак А.А.*******

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-производственное
объединение «Техномаш», Марьиной рощи 3-й проезд, 40, Москва, 127018, Россия*

**e-mail: dementev_2001@mail.ru*

***e-mail: anthor157@ya.ru*

****e-mail: K.Arsenev@tmnpo.ru*

*****e-mail: shiryaevAA@tsniimash.ru*

******e-mail: feder89@yandex.ru*

Статья поступила 25.05.2021

Аннотация

В настоящее время одной из концепций развития перспективных космических систем является увеличение энергоемкости КА за счет использования ядерных реакторов космического назначения. В статье представлены расчетные модели, которые позволяют определять радиационные условия, создаваемые ядерными реакторами перспективных космических аппаратов (КА) в местах размещения бортовой аппаратуры (БА). Радиоэлектронная БА дополнительно к воздействию ионизирующего излучения (ИИ) космического пространства (КП) подвергается воздействию проникающей радиации ядерного реактора. Показано, что наряду с повышением ряда эксплуатационных характеристик применение ядерных реакторов в качестве энергетических систем требует ужесточения требований по

радиационной стойкости. Представлены результаты моделирования и расчета поглощенных доз для модели средства выведения полезной нагрузки, содержащей реактор.

Ключевые слова: бортовая аппаратура, контроль качества, ионизирующее излучение, ядерный реактор, радиация, средство выведения полезной нагрузки.

Введение

Сегодня, в условиях модернизации и перехода на инновационный путь развития, космическая атомная энергетика снова становится актуальной. Госкорпорация «Роскосмос» совместно с Госкорпорацией «Росатом» предлагают разработать проект космического корабля, оснащенного ядерным ракетным двигателем мощностью более мегаватта для полетов к Луне и Марсу [1 - 29].

Современные требования, предъявляемые к КА, заключаются в увеличении сроков активного существования на величину от 10 до 15 лет, что влечет за собой повышение требований по обеспечению радиационной стойкости БА [12].

Среди многочисленных факторов, влияющих на функционирование БА, можно выделить воздействия ИИ КП в связи с тем, что на дозовые (ДЭ) и одиночные эффекты (ОЭ), вызываемые ИИ КП, приходится до 50% всех отказов БА КА [13].

Кроме того, БА КА с реактором на борту должна нормально функционировать в стационарном смешанном поле γ - и нейтронного излучений, значения

характеристик которого, а также соотношение между γ - и нейтронной составляющими поля излучений зависят от тепловой мощности реактора, расположения аппаратуры на КА относительно реактора, типа и характеристик применяемой защиты, продолжительности работы реактора, а также наличия остаточного γ - фона реактора в выключенном состоянии [14].

В связи с этим при проектировании систем КА необходимо проводить исследования по оценке воздействия ИИ различных энергий на элементы БА с целью обеспечения требуемых уровней радиационной стойкости.

Приведенные модели учитывают отличие взаимодействия нейтронного и фотонного излучения. Методика определения функции распространения нейтронного излучения в виде плотности потока нейтронного излучения в материалах конструкции КА очень сильно зависит от энергетического диапазона, что существенно влияет на физические процессы взаимодействия. Кроме того, при распространении нейтронов через конструкционные элементы КА в результате неупругого рассеяния и захвата нейтронов возникает вторичное γ - излучение. Количественные характеристики вторичного γ - излучения зависят от вида материала, его толщины и энергетического распределения нейтронов.

В области энергий фотонов от 20 кэВ до 10 МэВ, к которым относятся фотоны, генерируемые ядерным реактором КА, основными первичными процессами взаимодействия γ - излучения с материалами конструкции КА являются фотоэффект и комптоновское рассеяние γ - квантов.

Приведенные в статье модели позволяют рассчитывать удельные поглощенные дозы и, с учетом функции распространения соответствующих компонентов гамма-нейтронного излучения, определять поглощенные дозы в заданной точке.

Моделирование и расчет поглощенных доз для модели средства выведения полезной нагрузки, содержащей реактор

Поле излучений реактора включает: мгновенные и запаздывающие нейтроны деления; γ - излучение, испускаемое при делении; γ - излучение радиоактивных продуктов деления и материалов конструкции КА; бета- и рентгеновское излучение [15].

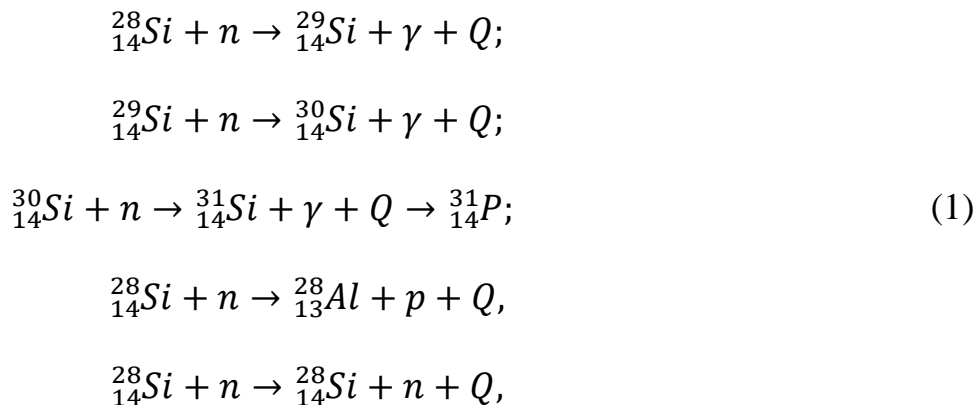
Смешанное поле излучений реактора КА состоит из мгновенных нейтронов с кинетической энергией от 0,025 эВ до нескольких МэВ, запаздывающих нейтронов со средней энергией примерно 0,5 МэВ, мгновенных γ - квантов с энергией от 0,5 до 6 МэВ, γ - квантов продуктов деления от 0,1 до нескольких МэВ и захватных γ - квантов с максимальной энергией до 10 МэВ. Плотность потока нейтронов и γ - квантов в активной зоне и за защитой реактора определяется конструкцией реактора и зависит от тепловой мощности реактора и его габаритов [16].

При определении поглощенных доз от гамма-нейтронного излучения необходимо учитывать вклад определенных процессов взаимодействия нейтронов и γ - квантов различных энергий с элементами КА, для которых оценивается радиационная стойкость.

Основным химическим элементом, определяющим радиационную стойкость

электрорадиоизделий (ЭРИ) БА, является изотоп кремния – ${}_{14}\text{Si}^{28}$.

Для определения энергии, поглощаемой в ЭРИ, выделим следующие основные реакции взаимодействия с нейтронами реактора:



где Q – энергия реакции.

В приведенной ниже методике принято следующее допущение: при взаимодействии нейтрона с облучаемым элементом он испытывает только одно соударение.

Преобладающими процессами при взаимодействии быстрых нейтронов с ядрами Si являются упругое и неупругое рассеяние, так как другие ядерные реакции имеют много меньшие сечения и в первом приближении могут не учитываться.

Энергию нейтрона E_n после упругого столкновения с покоящимся в начальный момент времени ядром массы A можно получить из соотношения [17]:

$$E_n = E_0 \frac{A^2 + 2A \cos \theta + 1}{(A+1)^2} \text{ МэВ}, \quad (2)$$

где E_0 – энергия нейтрона до столкновения, МэВ;

A – массовое число вещества;

θ – угол рассеяния нейтрона, радиан.

Доля энергии, передаваемая нейтроном ядру мишени при одном упругом

соударении при усреднении по всем углам рассеяния, определяется как [17]:

$$f = \frac{\Delta E}{E_0} = \frac{2A}{(A + 1)^2}. \quad (3)$$

На рисунке 1 представлена зависимость сечения упругого рассеяния быстрых нейтронов от энергии на ядрах кремния в результате реакции ${}_{14}\text{Si}^{28}(n,n){}_{14}\text{Si}^{28}$ [17].

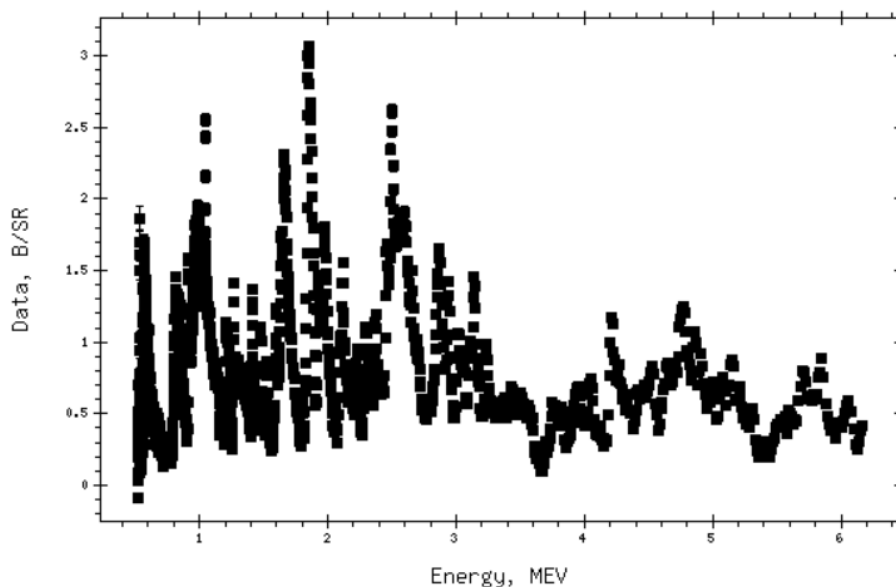


Рисунок 1 – Зависимость сечения упругого рассеяния σ_{el} от энергии налетающего нейтрона E_n на ядро ${}_{14}\text{Si}^{28}$

На кривой зависимости при определенных энергиях нейтронов наблюдаются резонансы, в которых сечения имеют большие значения по сравнению с сечениями в соседних областях, соответственно поглощенные дозы будут больше.

Быстрые нейтроны при столкновении с ядрами Si передают им часть своей энергии. Эти ядра отдачи, проходя через вещество, действуют как заряженные частицы, определяя удельную поглощенную дозу от единичного потока нейтронов с энергией E_{0i} , которая равна:

$$D_{ni}^{el} = k\sigma_{el} E_{0i} n_{яд} f_i, \text{ рад}/(\text{нейтр}\cdot\text{см}^{-2}), \quad (4)$$

где $n_{яд}$ – число ядер в $m=1$ г вещества, определяемое из выражения:

$$n_{яд} = \frac{m \cdot N_a}{\mu}, \quad (5)$$

где μ – молярная масса, г/моль. Молярная масса Si равна 28 г/моль;

i – индекс, определяющий энергию нейтронов из исходного спектра;

k – коэффициент, учитывающий размерность;

N_a – постоянная Авогадро.

Реакции неупругого рассеяния на ядрах Si это реакция вида ${}_{14}\text{Si}^{28}(n,n'){}_{14}\text{Si}^{28}$, при которой образуется возбужденное ядро, которое излучает нейтрон с меньшей энергией. Реакция (n,n') возможна, если энергия возбуждения компаунд-ядра ${}_{14}\text{Si}^{29}$ превышает энергию связи нейтрона (в компаунд-ядре) на величину, большую энергии первого возбужденного состояния ядра-мишени.

Энергия первого возбужденного состояния компаунд-ядра составляет 1,271 МэВ. Энергия связи нейтрона в ядре ${}_{14}\text{Si}^{29}$ определяется по формуле:

$$\varepsilon_n = m_n + M(A - 1, Z) - M(A, Z), \quad (6)$$

где m_n – масса нейтрона $1,674\,927\,498\,04(95) \cdot 10^{-27}$ кг = 1,008 664 915 60(57) а.е.м. и равна 8,474 МэВ.

Нейтроны с энергией $E_n < \Pi$ энергии первого уровня возбуждения рассеивающего ядра неупруго рассеиваться не могут. Энергия первого уровня возбуждения ядра ${}_{14}\text{Si}^{28}$ $\Pi = 1,779030$ МэВ. Таким образом, пороговое значение энергии быстрых нейтронов облучающих ядро ${}_{14}\text{Si}^{28}$, которые могут испытать неупругое рассеяние должно быть больше Π .

Кинетическая энергия компаунд-ядра определяется из выражения [18]:

$$E_k^* = \frac{E_n}{A + 1}. \quad (7)$$

На рисунке 2 представлена зависимость сечения неупругого рассеяния быстрых нейтронов от энергии на ядрах кремния, из которой видно, что при определенных энергиях падающих нейтронов имеются резонансы [19].

Удельная поглощенная доза при неупругом рассеянии нейтронов на ядрах Si определяется из выражения [18]:

$$D_{ni}^{inl} = k\sigma_{inl}E_k^*n_{яд}, \text{ рад}/(\text{нейтр}\cdot\text{см}^{-2}), \quad (8)$$

где E_k^* – кинетическая энергия возбужденного ядра, определяемая из выражения (6).

Также, значительный вклад в поглощенную дозу при неупругих рассеяниях нейтрона вносят γ - кванты, испускаемые возбужденным ядром при переходе в основное состояние. Порядок расчета поглощенной дозы от данного излучения приведен ниже.

Реакции с испусканием заряженных частиц (n, p) являются пороговыми. Для расчета поглощенной дозы необходимо рассчитать энергию реакции $A(a,b)B$ по формуле:

$$Q = (M_a + M_A - M_b - M_B) * 931,5, \text{ МэВ}, \quad (9)$$

где M_a, M_A, M_b, M_B – атомные массы частиц, участвующих в реакции.

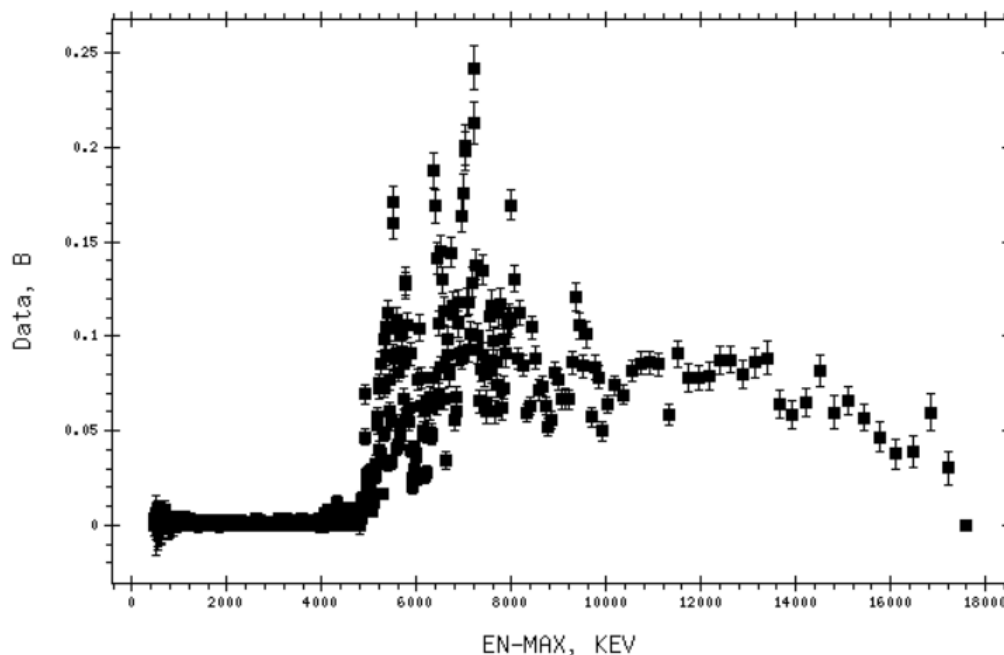


Рисунок 2 – Зависимость сечения неупругого рассеяния σ_{inl} в диапазоне энергий налетающего нейтрона En от 373,84 до 17596,7 кэВ на ядро ${}_{14}Si^{28}$

Реакция поглощения нейтронов ${}_{14}Si^{28} + n \rightarrow {}_{13}Al^{28} + p + Q$ является эндознергетической $Q < 0$, $Q = -3,85$ МэВ.

Порог реакции вычисляется по формуле:

$$T_{\text{пор}} = |Q| \left(1 + \frac{M_a}{M_A} \right). \quad (10)$$

Порог указанной реакции составляет величину $T_{\text{пор}} = 3,989$ МэВ, соответственно данная реакция в кремнии идет только на быстрых нейтронах.

С учетом вышеизложенного удельная поглощенная доза на единичный поток нейтронов в реакции образования протона определяется из выражения:

$$D_{ni}^{np} = k\sigma_{np}Qn_{\text{яд}}, \text{ рад}/(\text{нейтр}\cdot\text{см}^{-2}) \quad (11)$$

На рисунке 3 представлена зависимость сечения поглощения нейтрона с образования протона σ_{np} от энергий налетающего нейтрона на ядро ${}_{14}Si^{28}$ [17].

Как видно из графика указанное сечение имеет максимальное значение в области энергий от 7 до 10 МэВ.

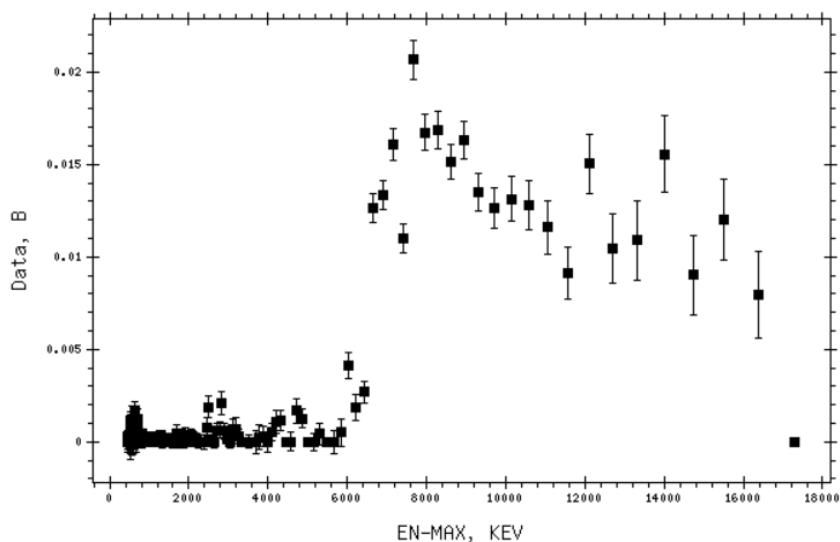


Рисунок 3 – Зависимость сечения реакции образования протона σ_{np} от энергий налетающего нейтрона на ядро ${}_{14}\text{Si}^{28}$

При распространении нейтронов в результате неупругого рассеяния и захвата нейтронов возникает вторичное γ - излучение. Количественные характеристики вторичного γ - излучения зависят от вида материала из которого изготовлены элементы КА, его толщины и энергетического распределения нейтронов.

Поглощенная доза, от вторичных γ - квантов определяется из выражения:

$$D_{ni}^{n\gamma} = D_{n\gamma}^* \cdot F \exp\left(-\frac{d}{\lambda_{n\gamma}}\right), \text{ рад}, \quad (12)$$

где $D_{n\gamma}^*$ – значения дозы на 1 нейтрон для различных энергетических групп, рад/(нейтр·см²);

F – поток γ - квантов от флюенса нейтронов данной i -энергетической группы, част/см²;

$\lambda_{n\gamma}$ – длина ослабления, обусловленная ослаблением в элементах КА, как

флюенса нейтронов, так и дозы вторичного γ -излучения, см.

В качестве допущения примем, что на один акт радиационного захвата образуется один γ -квант. Поток γ -квантов на единицу поверхности составляет:

$$F = \varphi_n \tau n \sigma_{n\gamma} d, \quad (13)$$

где n – концентрация ядер кремния (мишени);

$\sigma_{n\gamma}$ – сечение радиационного захвата;

d – толщина мишени;

τ – время облучения нейтронами.

Поток γ -квантов, соответствующих экспозиционной дозе $1P$, вычисляется из соотношения [12]:

$$I = \frac{5,5 \cdot 10^7}{\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{Si} E_\gamma}, \quad (\text{квант}/\text{см}^2)/1P, \quad (14)$$

где μ/ρ – массовый коэффициент поглощения γ -излучения с энергией E_γ МэВ в кремнии;

E_γ – энергия γ -кванта, излученного возбужденным ядром.

Считаем, что для облучаемых материалов соотношение между экспозиционной дозой и поглощенной $1P \approx 1 \text{ рад}$, следовательно:

$$1 \text{ квант}/\text{см}^2 = \frac{1}{I} \text{ рад}. \quad (15)$$

Из выражений (13) и (15) и исходя из потока γ -квантов на единицу поверхности следует, что поглощенная доза при взаимодействии γ -квантов неупругого рассеяния с материалом ЭРИ определяется из выражения:

$$D_{n\gamma}^* = \frac{\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{Si} E_{\gamma}}{5,5 \cdot 10^7}, \text{ рад}/(\text{нейтр} \cdot \text{см}^2). \quad (16)$$

Длина ослабления дозы, обусловленная ослаблением в материале БА как флюенса нейтронов, так и дозы γ – излучения:

$$\lambda_{ij} = \frac{1}{\Sigma}, \text{ см}^2, \quad (17)$$

где Σ – полное макроскопическое сечение рассеяния и поглощения нейтронов:

$$\Sigma = \sigma n_a = \frac{\rho N_a}{M} (\sigma_s + \sigma_a) = \Sigma_s + \Sigma_a, \text{ см}^{-1}, \quad (18)$$

где N_a – концентрация атомов, т.е. количество атомов в единице объема мишени, *атом/см³*.

$$n_a = \frac{\rho N_a}{M}, \text{ атом}/\text{см}^3. \quad (19)$$

Ослабление плотности потока нейтронов реактора можно оценить двумя способами: на основе метода длин релаксации и метода сечения выведения [10].

Ослабление плотности потока нейтронов в зависимости от толщины материала d после геометрического ослабления описывается зависимостью:

$$\varphi(d) = \varphi_0 \exp(-d/L), \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{с}), \quad (20)$$

где φ_0 – характеристика поля (плотность потока или мощность) нейтронов в точке детектирования без учета ослабления в толщине материала, *нейтр/(см²·с)*;

L – длина релаксации нейтронов в среде, *г/см²*;

d – толщина материала, *г/см²*.

В общем случае длина релаксации зависит от энергии нейтронов, толщины, геометрии слоя материала и других характеристик.

Можно воспользоваться методом сечения выведения, т.е. вместо Σ (полное сечение) использовать сечение выведения.

При изотропном рассеянии нейтронов в среде мишени (поглотителя) $\Sigma_{\text{ВЫВ}} = \Sigma_{\text{ПОЛН}}$.

Закон ослабления плотности потока нейтронов слоем вещества (отличного от водорода), может быть представлен в виде:

$$\varphi(R, d) = \varphi_{\text{H}}(R, d) \exp(-\Sigma_{\text{ВЫВ}} d), \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{с}), \quad (21)$$

где $\varphi(R, d)$ – плотность потока нейтронов на расстоянии R от источника;

$\varphi_{\text{H}}(R, d)$ – плотность потока нейтронов в отсутствие ослабляющего слоя; $\Sigma_{\text{ВЫВ}}$ – макроскопическое сечение выведения;

d – толщина слоя ослабляющего вещества.

Макроскопическое сечение выведения $\Sigma_{\text{ВЫВ}}$ связано с микроскопическим сечением σ_b соотношением:

$$\Sigma_{\text{ВЫВ}} = 0,602 \cdot \sigma \cdot \frac{\rho}{A}, \quad (22)$$

где ρ – плотность материала, $\text{г}/\text{см}^3$;

A – атомный вес;

σ – микроскопическое сечение, 10^{-24} см^2 .

Расчет поглощенной дозы от нейтронов определенной энергетической группы при соответствующем процессе взаимодействия производится согласно выражению:

$$D_n^{\text{проц}} = \varphi_n \tau D_{ni}^{\text{проц}}, \quad (23)$$

где $D_{ni}^{\text{проц}}$ – удельная поглощенная доза от определенного процесса взаимодействия нейтрона с веществом.

Общая поглощенная доза с учетом всех взаимодействий составляет:

$$D_n = D_n^{el} + D_n^{inl} + D_n^{np} + D_n^{ng}, \quad (24)$$

где D с соответствующим индексом означает поглощенную дозу от нейтронов с соответствующим значением энергии: при упругом рассеянии (D_n^{el}), при неупругом рассеянии (D_n^{inl}), при поглощении нейтрона (D_n^{np}), в результате взаимодействия γ -квантов неупругого рассеяния (D_n^{ng}).

Общая поглощенная доза при воздействии на ЭРИ нейтронов всех энергетических групп определяется путем суммирования.

Результаты моделирования

На рисунке 4 показана зависимость изменения мощности дозы в Si , создаваемой потоком нейтронов реакторной установки при прохождении через алюминиевую пластинку различной толщины при ее удалении от источника нейтронов на разные расстояния.

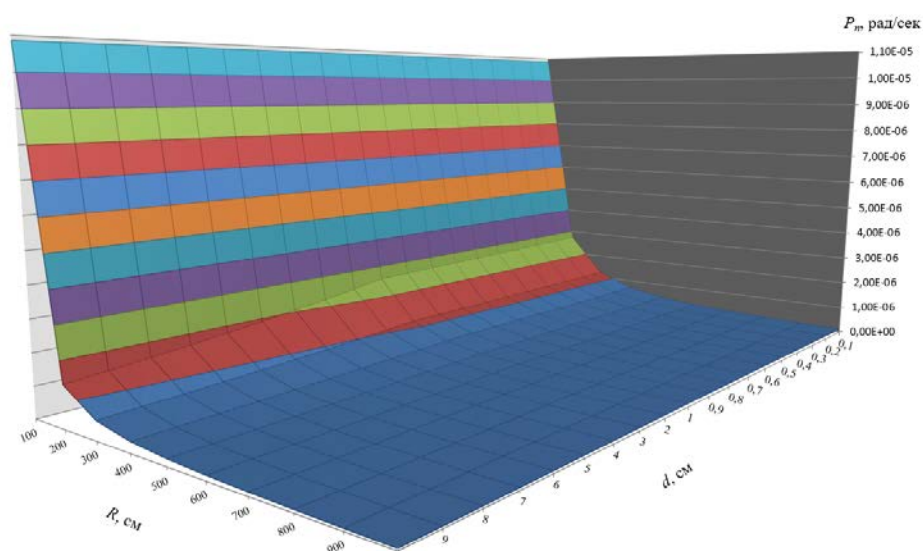


Рисунок 4 – График изменения мощности поглощенной дозы (Si) при облучении нейтронами

Рассмотрим процесс взаимодействия γ - квантов реактора с материалами ЭРИ.

Каждый из процессов взаимодействия γ - кванта с веществом приводит к удалению фотона из пучка, поэтому закон ослабления узкого пучка моноэнергетических фотонов, прошедших через слой материала толщиной x описывается экспонентой [12]:

$$\Phi_{\gamma}(x) = \Phi_{\gamma}(0)e^{-\mu L_n}, \quad (25)$$

где μ – линейный коэффициент ослабления;

L_n – толщина слоя вещества материала;

$\Phi_{\gamma}(x), \Phi_{\gamma}(0)$ – плотности потока нерассеянных γ - квантов в точке расположения ЭРИ при наличии слоя материала толщиной x и при его отсутствии.

Мощность поглощенной дозы при воздействия γ - квантов с энергией E_{γ} , в материале с атомным номером Z , расположенном в заданной точке d на расстоянии r от источника, связана с плотностью потока γ - квантов, определяемых выражением (24), следующим соотношением:

$$P_{\gamma}(d) = \frac{1}{4\pi r^2} k \Phi_{\gamma}(d) E_{\gamma 0} \mu_{en}^Z(E_{\gamma 0}), \quad (26)$$

где k – коэффициент пропорциональности (перевода $MэВ$ в $Дж$)

$$k = 1,6E - 13;$$

$E_{\gamma 0}$ – энергия γ - квантов источника, $MэВ$;

$\mu_{en}^Z(E_{\gamma 0})$ – линейный коэффициент поглощения энергии γ - квантов с энергией $E_{\gamma 0}$ в материале с атомным номером Z [13].

С учётом свойства аддитивности линейных коэффициентов ослабления плотности потока, линейных коэффициентов поглощения энергии γ - квантов,

законы ослабления нерассеянного излучения (мощности дозы) для многокомпонентных сред, к которым относится конструкция КА, можно выразить следующими выражениями [12]:

$$\Phi_{\gamma}(d) = \Phi_{\gamma}(0)e^{-(\mu_1 L_1 + \mu_2 L_2 + \dots + \mu_i L_i + \mu_n L_n)}, \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}; \quad (27)$$

$$P_{\gamma}(d) = P_{\gamma}(0)e^{-(\mu_{en1} L_1 + \mu_{en2} L_2 + \dots + \mu_{eni} L_i + \mu_{enn} L_n)}, \text{ Дж}/(\text{с} \cdot \text{с}), \quad (28)$$

где L_1, L_2, L_i – толщины и количество слоев n , через которые проходит γ – излучение $i = 1, \dots, n$;

μ_i, μ_{eni} – линейные коэффициенты ослабления и поглощения энергии соответствующих слоёв.

Вклад рассеянных γ - квантов учитывается введением факторов накопления (дозовых, энергетических, поглощенной энергии). Фактор накопления в гетерогенной защите определяется усреднением факторов накопления для каждого материала с весом, равным его оптической толщине [13]:

$$B_{\text{гет}} = \sum_{i=1}^n \frac{\mu_i L_i}{\sum_{i=1}^n \mu_i L_i} B_i \left(\sum_{i=1}^n \mu_i L_i \right), \quad (29)$$

где $B_i(\sum_{i=1}^n \mu_i L_i)$ – фактор накопления в i -ом материале при толщине, равной общей оптической толщине защиты между источником и расчётной точкой, определяется при помощи различных аппроксимаций, представленных в справочной литературе [11].

Для практического случая, рассматривая излучающую поверхность защиты реактора как точечный источник, мощность дозы от моноэнергетического γ -излучения при распространении в пределах луча образованного телесным углом $d\Omega$

определяется как:

$$P_{\gamma i} = \frac{1}{4\pi r^2} k \Phi_0(E_{\gamma i}) e^{-\Sigma \mu L} E_{\gamma i} \mu_{en}^Z(E_{\gamma i}) B_d(\mu_{en}^Z L) \text{ Дж}/(\text{г}\cdot\text{с}), \quad (30)$$

где $\Phi_0(E_{\gamma i})$ – поток моноэнергетических квантов, испускаемых с единичной поверхности реактора.

Вследствие того, что коэффициенты ослабления и поглощения энергии γ - излучения и факторы накопления являются функциями энергии γ - квантов, то суммарная мощность дозы от немонаэнергетического источника γ - квантов с линейчатым спектром определяется, как сумма:

$$P_{\gamma} = \sum_i P_{\gamma i}, \text{ Дж}/(\text{г}\cdot\text{с}). \quad (31)$$

Составляющая поглощённой дозы излучения, накопленная за период T работы реактора КА, определяется интегрированием:

$$D_l = \int_0^T P_{\gamma} dt, \text{ Дж}/\text{г}. \quad (32)$$

Поглощённая доза, в рассматриваемой точке, от излучения с поверхности защиты реактора определяется как:

$$D = \frac{1}{4\pi} \sum D_l, \quad (33)$$

где D_l – расчётное значение величины поглощённой дозы в телесном угле $d\Omega$.

Представленные выражения являются основными при практической оценке уровней радиационного нагружения внутри относительно сложных конструктивных объектов.

На рисунке 5 показана зависимость изменения мощности дозы в кремнии, создаваемой потоком γ - квантов реакторной установки, при прохождении через

алюминиевую пластинку различной толщины d при ее удалении от источника нейтронов на разные расстояния R .

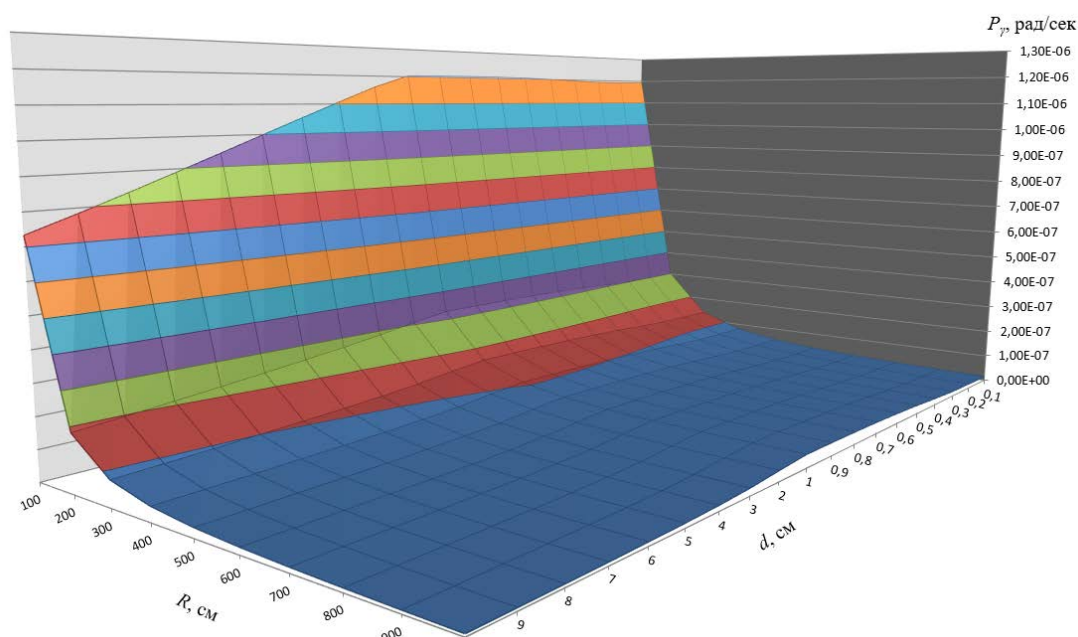


Рисунок 5 – График изменения мощности поглощенной дозы γ -излучения (S_i)

Из анализа графиков, представленных на рисунках 4, 5, следует, что при функционировании реактора элементы БА, в дополнение к воздействию радиационных факторов КП, будут дополнительно испытывать радиационные нагрузки от смешанного гамма-нейтронного поля, зависящие от времени функционирования реактора, удаления от реактора и толщины элементов конструкции КА, создающих «теневую» защиту.

Выводы

В статье рассмотрены расчетные модели, которые позволяют определять радиационные условия, создаваемые ядерными реакторами перспективных КА в местах размещения БА.

Показано, что радиоэлектронная БА дополнительно к воздействию ИИ КП подвергается воздействию проникающей радиации ядерного реактора, и, что наряду с повышением ряда эксплуатационных характеристик применение ядерных реакторов в качестве энергетических систем требует ужесточения требований по радиационной стойкости. Представленные в статье модели позволяют рассчитывать удельные поглощенные дозы и, с учетом функции распространения соответствующих компонентов гамма-нейтронного излучения, определять поглощенные дозы в заданной точке.

В статье представлены результаты моделирования и расчета поглощенных доз для модели средства выведения полезной нагрузки, содержащей ядерный реактор. Следует отметить, что предложенная модель воздействия гамма-нейтронного излучения реактора на элементы БА КА носит прикладной инженерный характер и не имеет принципиальных ограничений по линейным размерам отдельных приборов и конструкций при расчете прохождения ИИ через элементы КА, что позволяет использовать ее также и для расчета локальных дозовых радиационных нагрузок.

Библиографический список

1. Голяков А.Д., Ричняк А.М. Исследование отказоустойчивости оптико-электронной навигационной системы автономного космического аппарата // Труды МАИ. 2021. № 117. URL: <http://trudymai.ru/published.php?ID=156328>. DOI: [10.34759/trd-2021-117-20](https://doi.org/10.34759/trd-2021-117-20)

2. Бородин В.В., Петраков А.М., Шевцов В.А. Анализ эффективности передачи данных в сети связи группировки беспилотных летательных аппаратов // Труды МАИ. 2015. № 81. URL: <http://trudymai.ru/published.php?ID=57894>
3. Дементьев А.Н. Математическое моделирование электромагнитной обстановки на борту космического аппарата // Физика волновых процессов и радиотехнические системы. 2018. Т. 2. № 4. С. 26 – 36.
4. Дементьев А.Н., Аралкин М.В., Осипов О.В. Исследование электромагнитных характеристик планарных киральных метаструктур на основе составных спиральных компонентов с учетом гетерогенной модели Бруггемана // Физика волновых процессов и радиотехнические системы. 2020. Т. 23. № 3. С. 44 – 55. DOI: [10.18469/1810-3189.2020.23.3.44-55](https://doi.org/10.18469/1810-3189.2020.23.3.44-55)
5. Дементьев А.Н., Ключев Д.С., Соколова Ю.В., Осипов О.В., Солдатов А.А. Приборы СВЧ и оптического диапазона. – Самара: Поволжский государственный университет телекоммуникаций и информатики, 2018. – 220 с.
6. Поляков А.А., Защиринский С.А. Использование виртуального пространства для проведения макетно-конструкторских испытаний по электронному макету космического аппарата // Труды МАИ. 2019. № 107. URL: <http://trudymai.ru/published.php?ID=107877>
7. Сельвесюк Н.И., Веселов Ю.Г., Гайденов А.В., Островский А.С. Оценка характеристик обнаружения и распознавания объектов на изображении от специальных оптико-электронных систем наблюдения летного поля // Труды МАИ. 2018. № 103. URL: <http://trudymai.ru/published.php?ID=100782>

8. Чумаков А.И. Действие космической радиации на интегральные схемы – М.: Радио и связь, 2004. – 319 с.
9. Касаев К.С., Акишин Ф.И., Башкиров В.Ф., Графодатский О.С., Кузнецов Н.В., Макальцев А.А., Милеев В.Н., Новиков Л.С., Ныммик Р.А., Панасюк М.И. и др. Воздействие космической среды на материалы и оборудование космических аппаратов. – М.: ЭНЦИТЕХ, 2000. Том 16. - 285 с.
10. Мырова Л.О., Чепиженко А.З. Обеспечение стойкости аппаратуры связи к ионизирующим и электромагнитным излучениям. – М.: Радио и связь, 1988. – 296 с.
11. Худяков А.С. Космические энергоустановки. – М.: Знание, 1984. – 64 с.
12. Власов Н.А. Нейтроны. – М.: Гостехиздат, 1955. – 427 с.
13. Алексеевский О.Б. Удельная поглощенная доза при облучении конструкционных материалов нейтронами термоядерного синтеза // Атомная энергия. 1988. Т. 65. № 3. С. 214 - 217.
14. Маслов В.В. Расчет поглощенной энергии при взаи модействии нейтронов термоядерного синтеза с электроизоляционными материалами // Электричество. 1985. № 2. С. 37 - 42.
15. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1995. - 496 с.
16. Сторм Э., Исраэль Х. Сечения взаимодействия гамма-излучения (для энергий 0,001—100 МэВ и элементов с 1 по 100): Справочник. - М.: Атомиздат, 1973. – 253 с.

17. Перевезенцев В.В. Основы инженерных методов расчетов защиты от ионизирующих излучений ядерных энергетических установок. – М.: Изд-во МГТУ, 1994. - 68 с.
18. Кирюшин А.И., Шлокин Е.А. Инженерные методы расчета и проектирования биологической защиты атомных паропроизводящих установок. - Горький: ГПИ им. А.А. Жданова, 1979. – 56 с.
19. Дятлов Д.В., Рябков П.В., Сидорчук В.П. Функционирование спутниковых радионавигационных систем в возмущенной атмосфере земли // Вестник Ярославского государственного университета им. П.Г. Демидова. Серия: Естественные и технические науки. 2014. № 4. С. 37 - 44.
20. Морозов Д.В., Чермошенцев С.Ф. Методика повышения надежности функционирования системы управления беспилотного летательного аппарата в полете при возникновении отказа в бортовой контрольно-проверочной аппаратуре // Надежность. 2019. Т. 19. № 1. С. 30 – 35. URL: <https://doi.org/10.21683/1729-2646-2019-19-1-30-35>.
21. Гецов П., Начев Ст., Бо В., Зафиров Д. Высокоточные беспилотные летательные аппараты – сегодня и завтра. Космические аппараты, системы и программы ИЗК // Исследование Земли из космоса. 2019. № 1. С. 84 - 91. DOI: [10.31857/S0205-96142019184-91](https://doi.org/10.31857/S0205-96142019184-91)
22. Васильченко А.С. Методики повышения устойчивости маршрутного управления беспилотным летательным аппаратами в условиях применения средств

огневого и радиоэлектронного поражения // Воздушно-космические силы. Теория и практика. 2020. № 13. С. 89 – 98.

23. Panovski V.N., Pantelev A.V. Meta-heuristic interval methods of search of optimal in average control of nonlinear determinate systems with incomplete information about its parameters // Journal of Computer and System Sciences International, 2017, no. 56 (1), pp. 52 - 63. URL: <https://doi.org/10.1134/s1064230717010117>

24. Luus R. Iterative dynamic programming. Chapman and Hall/CRC, Boca Raton, USA, 2000, 344 p.

25. Pantelev A.V., Pis'mennaya V.A. Application of a memetic algorithm for the optimal control of bunches of trajectories of nonlinear deterministic systems with incomplete feedback // Journal of Computer and System Sciences International, 2018, no. 57 (1), pp. 25 - 36. URL: <https://doi.org/10.1134/s1064230718010082>

26. Beheshti Z., Shamsuddin S. M. H. A review of population-based meta-heuristic algorithms // International Journal of Advances in Soft Computing and its Applications, 2013, no. 5 (1), pp. 1 - 35.

27. Brownlee J. Clever Algorithms: Nature-Inspired Programming Recipes, LuLu, Morrisvill, USA, 2011, 423 p.

28. Karane M.M.S. Comparative analysis of multi-agent methods for constrained global optimization // IV international conference on information technologies in engineering education, Moscow, Russia, 23–26 October 2018, pp. 128 - 133. DOI: [10.1109/INFORINO.2018.8581711](https://doi.org/10.1109/INFORINO.2018.8581711)

29. Бахвалов И.С., Жидков Н.Н., Кобельков Г.М. Численные методы. – М.: БИНОМ. Лаборатория знаний. – 636 с.

Quality control of the spacecraft onboard equipment functioning under the impact of the propulsion system radiation

Dement`ev A.N.*, **Bannikov A.V.****, **Arsen`ev K.V.*****,

Shiryaev A.A.****, **Basak A.A.*******

*Research and Production Association "Tekhnomash",
Maryinoy Roscha 3rd proezd, 40, Moscow, 127018, Russia*

*e-mail: dementev_2001@mail.ru

**e-mail: anthor157@ya.ru

***e-mail: K.Arsenev@tmnpo.ru

****e-mail: shiryaevAA@tsniimash.ru

*****e-mail: feder89@yandex.ru

Abstract

One of the concepts for the prospective space systems development consists at present in the spacecraft energy capacity enhancement through the space purpose nuclear reactors application.

The article presents computational models that allow radiation conditions determining created by nuclear reactors of advanced spacecraft (AS) in the locations of onboard equipment (OE). In addition to the ionizing radiation (IR) impact from the outer space (OS), the radio-electronic OE is exposed to the penetrating radiation of a nuclear reactor. The article shows that along with a number of operational characteristics increasing, nuclear reactors application as power systems involves stricter requirements for radiation resistance. The results of the absorbed doses' modeling and calculation for the of the payload insertion vehicle model containing reactor are presented.

Presently, in the context of modernization and the transition to an innovative path of development, space nuclear energetics become up-to-date again. The “Roskosmos” State Corporation together with the “Rosatom” State Corporation propose developing a project of a spacecraft equipped with a nuclear rocket engine of a more than megawatt capacity for flights to the Moon and Mars 1.

The current requirements for the spacecraft consist in the active life increasing by the amount from 10 to 15 years, which entails an increase in the requirements for ensuring the OE radiation resistance.

Among the numerous factors affecting the OE functioning, the IR CP impact may be distinguished due to the fact that both dose (DE) and single (SE) effects caused by the IR CP account for up to 50% of all OE SC failures.

Besides, the OE of a spacecraft with the onboard reactor should function normally in a stationary mixed field of gamma and neutron radiation, which characteristics' values, as well as the ratio between the gamma and neutron components of the radiation field depend on the thermal power of the reactor, location of the equipment on the spacecraft relative to the reactor, the type and characteristics of the protection used, the reactor operation duration, as well as the presence of the residual gamma background of the reactor in the off state.

In this regard, when spacecraft systems designing, it is necessary to conduct studies on assessing the IR impact of various energies on the OE elements to ensure the required levels of radiation resistance.

The presented models account for the difference between the neutron and photon radiation interaction. The technique for determining the neutron radiation propagation function in the form of the neutron radiation flux density in the spacecraft structure materials depends greatly on the energy range, which affects significantly the physical processes of interaction. Besides, when neutrons propagate through the spacecraft structural elements, secondary gamma radiation occurs as a result of inelastic scattering and neutron capture. The quantitative characteristics of secondary gamma radiation depend on the type of material, its thickness, and the energy distribution of neutrons.

In the region of photon energies from twenty kiloelectronvolt to ten megaelectronvolt, to which the photons generated by the spacecraft nuclear reactor are being related, the main primary processes of gamma radiation interaction with the spacecraft structure materials are the photoelectric effect and Compton scattering of gamma quanta.

The article considered computational models, which allow determining the radiation conditions, created by the nuclear reactors of the advanced spacecraft in the OE locations.

The authors show that the radioelectronic OE is being exposed to the penetrating radiation of a nuclear reactor in addition to the impact of the IR OS, and that along with the increase in a number of operational characteristics, the application of nuclear reactors as energy systems involves stricter requirements for radiation resistance. The models presented in the article allow the specific absorbed doses computing and, with account for

the propagation function of the corresponding components of gamma-neutron radiation, determine the absorbed doses at a given point.

The article presents the results of absorbed doses modeling and calculation for a model of a payload insertion vehicle containing a nuclear reactor. It should be noted that the proposed model of the gamma-neutron radiation impact from the reactor on the spacecraft OE elements is of an applied engineering nature and has no fundamental limitations on the linear dimensions of individual devices and structures when calculating the passage of the AI through the spacecraft elements, which allows it to be employed for calculating local dose radiation loads as well.

Keywords: onboard equipment, quality control, ionizing radiation, nuclear reactor, radiation, payload insertion vehicle.

References

1. Golyakov A.D., Richnyak A.M. *Trudy MAI*, 2021, no. 117. URL: <http://trudymai.ru/eng/published.php?ID=156328>. DOI: [10.34759/trd-2021-117-20](https://doi.org/10.34759/trd-2021-117-20)
2. Borodin V.V., Petrakov A.M., Shevtsov V.A. *Trudy MAI*, 2015, no. 81. URL: <http://trudymai.ru/eng/published.php?ID=57894>.
3. Dement'ev A.N. *Fizika volnovykh protsessov i radiotekhnicheskie sistemy*, 2018, vol. 2, no. 4, pp. 26 – 36.

4. Dement'ev A.N., Aralkin M.V., Osipov O.V. *Fizika volnovykh protsessov i radiotekhnicheskie sistemy*, 2020, vol. 23, no. 3, pp. 44 – 55. DOI: [10.18469/1810-3189.2020.23.3.44-55](https://doi.org/10.18469/1810-3189.2020.23.3.44-55)
5. Dement'ev A.N., Klyuev D.S., Sokolova Yu.V., Osipov O.V., Soldatov A.A. *Pribory SVCh i opticheskogo diapazona* (Microwave and optical range devices), Samara, Povolzhskii gosudarstvennyi universitet telekommunikatsii i informatiki, 2018, 220 p.
6. Polyakov A.A., Zashchirinskii S.A. *Trudy MAI*, 2019, no. 107. URL: <http://trudymai.ru/eng/published.php?ID=107877>
7. Sel'vesyuk N.I., Veselov Yu.G., Gaidenkov A.V., Ostrovskii A.S. *Trudy MAI*, 2018, № 103. URL: <http://trudymai.ru/eng/published.php?ID=100782>
8. Chumakov A.I. *Deistvie kosmicheskoi radiatsii na integral'nye skhemy* (Space radiation impact on integrated circuits), Moscow, Radio i svyaz', 2004, 319 p.
9. Kasaev K.S., Akishin F.I., Bashkirov V.F., Grafodatskii O.S., Kuznetsov N.V., Makal'tsev A.A., Mileev V.N., Novikov L.S., Nymmik R.A., Panasyuk M.I. et al. *Vozdeistvie kosmicheskoi sredy na materialy i oborudovanie kosmicheskikh apparatov* (Space environment impact on spacecraft materials and equipment), Moscow, ENTsITEKh, 2000, vol. 16, 285 p.
10. Myrova L.O., Chepizhenko A.Z. *Obespechenie stoikosti apparatury svyazi k ioniziruyushchim i elektromagnitnym izlucheniyam* (Ensuring ionizing and electromagnetic radiation resistance of communication equipment), Moscow, Radio i svyaz', 1988, 296 p.

11. Khudyakov A.S. *Kosmicheskie energoustanovki* (Space power plants), Moscow, Znanie, 1984, 64 p.
12. Vlasov N.A. *Neitrony* (Neutrons), Moscow, Gostekhizdat, 1955, 427 p.
13. Alekseevskii O.B. *Atomnaya energiya*, 1988, vol. 65, no. 3, pp. 214 - 217.
14. Maslov V.V. *Elektrichestvo*, 1985, no. 2, pp. 37 - 42.
15. Mashkovich V.P., Kudryavtseva A.V. *Zashchita ot ioniziruyushchikh izlucheni: Spravochnik* (Ionizing radiation protection), Moscow, Energoatomizdat, 1995, 496 p.
16. Storm E., Israel' X. *Secheniya vzaimodeistviya gamma-izlucheniya (dlya energii 0,001—100 MeV i elementov s 1 po 100): Spravochnik* (Cross-sections of gamma radiation interaction (for energies of 0.001-100 megaelectronvolt and elements from 1 to 100)), Moscow, Atomizdat, 1973, 253 p.
17. Perevezentsev V.V. *Osnovy inzhenernykh metodov raschetov zashchity ot ioniziruyushchikh izlucheni yadernykh energeticheskikh ustanovok* (Fundamentals of engineering methods of protection computation from ionizing radiation of nuclear power plants computing), Moscow, Izd-vo MGTU, 1994, 68 p.
18. Kiryushin A.I., Shlokin E.A. *Inzhenernye metody rascheta i proektirovaniya biologicheskoi zashchity atomnykh paroproizvodyashchikh ustanovok* (Engineering computation and design methods of nuclear steam generating plants biological protection), Gor'kii, GPI im. A.A. Zhdanova, 1979, 56 p.
19. Dyatlov D.V., Ryabkov P.V., Sidorchuk V.P. *Vestnik Yaroslavskogo gosudarstvennogo universiteta im. P.G. Demidova. Seriya: Estestvennyye i tekhnicheskie nauki*, 2014, no. 4, pp. 37 - 44.

20. Morozov D.V., Chermoshentsev S.F. *Nadezhnost'*, 2019, vol. 19, no. 1, pp. 30 – 35.
URL: <https://doi.org/10.21683/1729-2646-2019-19-1-30-35>.
21. Getsov P., Nachev St., Bo V., Zafirov D. *Issledovanie Zemli iz kosmosa*, 2019, no. 1, pp. 84 - 91. DOI: [10.31857/S0205-96142019184-91](https://doi.org/10.31857/S0205-96142019184-91)
22. Vasil'chenko A.S. *Vozdushno-kosmicheskie sily. Teoriya i praktika*, 2020, no. 13, pp. 89 – 98.
23. Panovskiy V.N., Pantelev A.V. Meta-heuristic interval methods of search of optimal in average control of nonlinear determinate systems with incomplete information about its parameters, *Journal of Computer and System Sciences International*, 2017, no. 56 (1), pp. 52 - 63. URL: <https://doi.org/10.1134/s1064230717010117>
24. Luus R. *Iterative dynamic programming*. Chapman and Hall/CRC, Boca Raton, USA, 2000, 344 p.
25. Pantelev A.V., Pis'mennaya V.A. Application of a memetic algorithm for the optimal control of bunches of trajectories of nonlinear deterministic systems with incomplete feedback, *Journal of Computer and System Sciences International*, 2018, no. 57 (1), pp. 25 - 36. URL: <https://doi.org/10.1134/s1064230718010082>
26. Beheshti Z., Shamsuddin S.M.H. A review of population-based meta-heuristic algorithms, *International Journal of Advances in Soft Computing and its Applications*, 2013, no. 5 (1), pp. 1 - 35.
27. Brownlee J. *Clever Algorithms: Nature-Inspired Programming Recipes*, LuLu, Morrisvill, USA, 2011, 423 p.

28. Karane M.M.S. Comparative analysis of multi-agent methods for constrained global optimization, *IV international conference on information technologies in engineering education*, Moscow, Russia, 23–26 October 2018, pp. 128 - 133. DOI: [10.1109/INFORINO.2018.8581711](https://doi.org/10.1109/INFORINO.2018.8581711)
29. Bakhvalov I.S., Zhidkov N.N., Kobel'kov G.M. *Chislennyye metody* (Numerical methods), Moscow, BINOM. Laboratoriya znanii, 2001, 636 p.