

**В. И. Орловская, А. Г. Трифонов**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук  
Беларуси, Минск, Беларусь*

## **ПРОГНОЗНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ ТИПОВОЙ АЭС-2006 ПРИ ПРОЕКТНЫХ АВАРИЯХ С УЧЕТОМ ИНФРАСТРУКТУРЫ ПРОМПЛОЩАДКИ**

**Аннотация.** Приводятся результаты оценки радиационного воздействия выбросов радиоактивных веществ на персонал атомной электрической станции в случае проектной аварии, а именно рассмотрена авария, связанная с падением при перегрузке топлива отработавшей кассеты на кассеты, расположенные в активной зоне реактора или бассейне выдержки.

Для анализа дозовых нагрузок на персонал станции проведены оценка осаждения радиоактивных веществ на характерных поверхностях территории промышленной площадки станции и расчеты распределения относительной концентрации радиоактивных аэрозолей по зонам удаления от источника выброса с использованием программного модуля, созданного в среде разработки компьютерных программ COMSOL 3.5a. В основу разработки данного программного модуля положен максимальный учет деталей инфраструктуры промышленной площадки атомной электрической станции по генеральному плану, что позволяет получить более точную оценку осаждения радиоактивных веществ и, как следствие, более точный расчет дозовых нагрузок на персонал и население. Рассчитаны средние объемные активности радионуклидов в приземном слое воздуха на территории площадки станции при проектных авариях с реакторами типа ВВЭР.

Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС от радиоактивного облака и внутреннего облучения за счет ингаляции выполнялась с учетом таких радионуклидов, как  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ .

Полученная величина общей эффективной дозы облучения персонала за первые 8 ч после начала проектной аварии, связанной с падением кассеты при перегрузке топлива, составляет 7,80 мЗв, что существенно ниже порогового значения предела допустимой годовой дозы для персонала в аварийных ситуациях (50 мЗв).

**Ключевые слова:** дозовые нагрузки, проектная авария, объемная активность, эффективная доза, ингаляционная доза

**Для цитирования:** Орловская, В. И. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал типовой АЭС-2006 при проектных авариях с учетом инфраструктуры промплощадки / В. И. Орловская, А. Г. Трифонов // Вест. Нац. акад. наук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2018. – Т. 63, № 1. – С. 111–118.

**V. I. Orlovskaya, A. G. Trifonov**

*Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Belarus*

## **DOSE ASSESSMENT FOR TYPICAL NPP-2006 STAFF FOR DESIGN BASIS ACCIDENT TAKING INTO ACCOUNT SITE INFRASTRUCTURE**

**Abstract.** Assessment of radiation effect on nuclear power plant staff was made for design basis accident. The considered accident scenario includes spent fuel assembly drop into the reactor core or fuel pool during load-unload operations with fuel assemblies damage and radionuclide emission.

The proposed method included the assessment of radionuclide sedimentation on characteristic surfaces of nuclear power plant site, calculations of radioactive aerosol distribution depending on the distance of emission source in COMSOL 3.5 program. The software module is based on highly detailed account of the infrastructure of the nuclear power plant industrial site according to the master plan, which allows obtaining more accurate estimation of radioactive substances deposition and, as a result, more accurate calculation of doses for staff and population. The assessment of average volume activity in lower air layer on site during VVER design basis accident is performed.

Doses from radioactive cloud (external exposure) and from inhalation (internal exposure) were estimated for following radionuclides:  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ .

In the case of the design basis accident associated with the fall of the assembly during fuel load-unload operations the received value of the total effective dose of staff exposure is 7.80 mSv for the first 8 hours after the accident beginning. This number is well below the threshold of the allowable annual dose limit for personnel in emergency situations (50 mSv).

**Keywords:** dose, design basis accident, volume activity, effective dose, inhalation dose

**For citation.** Orlovskaya V. I., Trifonov A. G. Dose assessment for typical NPP-2006 staff for design basis accident taking into account site infrastructure. *Vestsi Natsyyanal'nai akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-technichnykh navuk = Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2018, vol. 63, no. 1, pp. 111–118 (in Russian).

**Введение.** Основным требованием радиационной безопасности является принцип неперевышения основных пределов доз облучения персонала и населения.

Радиационная безопасность персонала АЭС в аварийных ситуациях обеспечивается за счет анализа уровней возможного радиоактивного загрязнения и принятия научно обоснованных мер по защите.

Противоаварийное планирование включает в себя внешний и внутренний аварийные планы. В соответствии с Положением об условиях и порядке разработки аварийных планов, утвержденным постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 27.08.2010 № 1242, внутренний аварийный план в части оценки радиационного воздействия на персонал и действий персонала должен содержать сценарии возникновения радиационных аварий, стадии развития и масштабы их последствий, а также порядок осуществления радиационного контроля в случае радиационной аварии и мероприятия по обеспечению радиационной защиты персонала объекта использования атомной энергии. Следовательно, возможные дозовые нагрузки на персонал при различных аварийных ситуациях должны быть рассчитаны и включены в мероприятия по внутреннему аварийному плану.

**Анализ влияния ионизирующего излучения на организм человека.** При возникновении аварийной ситуации с выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду происходит внешнее и внутреннее воздействия на организм человека.

Внешнее облучение может быть обусловлено прямым излучением от источника, от содержащихся в воздухе радионуклидов (иммерсия, или облучение от шлейфа), от радионуклидов, выпавших на землю или осевших на одежду либо кожу человека. Внутреннее облучение происходит при попадании радиоактивных веществ через дыхательные пути (ингаляционно) непосредственно из шлейфа или ресуспендированного материала с загрязненных поверхностей; пероральном поступлении загрязненных продуктов питания и воды; попадании радионуклидов внутрь организма через открытые раны (перкутатно) [1, 2].

Эффект облучения зависит от величины поглощенной дозы, ее мощности, вида излучения, радиационной чувствительности облучаемого объекта и его компонентов.

В зависимости от вида облучения и способа поступления радиоактивных веществ в организм человека определяют дозу внешнего и дозу внутреннего облучения. По полученным результатам рассчитывают уровень воздействия и ущерба здоровью человека.

Для персонала АЭС, который в случае возникновения аварийной ситуации с выбросом радиоактивных веществ будет действовать практически с первых минут, наиболее дозообразующим станет ингаляционный путь воздействия.

**Методика расчета распределения объемной активности радионуклидов на промплощадке станции при различных аварийных ситуациях.** Для оценки осаждения радиоактивных веществ на характерных поверхностях территории атомной электрической станции в аварийных ситуациях и моделирования потока и транспортируемой дисперсной примеси была выбрана система уравнений сохранения для отдельных фаз, которые решаются численно совместно с уравнениями, описывающими процессы межфазного переноса и динамику межфазных поверхностей. Для учета миграции радионуклидов в потоке в систему уравнений вводились уравнения движения и сохранения аэрозольных частиц.

Данная система уравнений сохранения дополняется соответствующими наборами начальных и граничных условий, а также интегральными параметрами работы техногенных источников.

Для моделирования динамики потока принята следующая система уравнений сохранения [3]:

$$\frac{\partial \rho W_i}{\partial x_i} = 0, \quad (1)$$

$$\frac{\partial W_i}{\partial t} + W_j \frac{\partial W_i}{\partial x_j} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \left( \nu_E \frac{\partial W_i}{\partial x_j} - \overline{W_i'W_j'} \right) + g_i \delta_{ij}, \quad (2)$$

$$\frac{\partial T}{\partial t} + W_j \frac{\partial T}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left( a_E \frac{\partial T}{\partial x_j} \right), \quad (3)$$

где  $\overline{W_i'W_j'} = -\nu_E \left( \frac{\partial W_i}{\partial x_j} + \frac{\partial W_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \delta_{ij} K_j$ ,  $W_i$  и  $W_j$  – компоненты скорости транспортного потока

вдоль осей  $x_i$  и  $x_j$  (в данной модели  $i, j = 1, 2, 3, i \neq j, x_1, x_2, x_3$  – пространственные координаты), м/с;  $t$  – время, с;  $P$  – давление, Па;  $T$  – температура, К;  $\rho$  – плотность, кг/м<sup>3</sup>;  $g$  – ускорение силы тяжести, м/с<sup>2</sup>;  $\nu, a$  – коэффициенты кинематической вязкости, температуропроводности, м<sup>2</sup>/с;  $K$  – турбулентная кинетическая энергия согласно « $k$ - $\epsilon$ »-модели турбулентности, Дж/м<sup>3</sup>; индекс  $E$  – эффективное значение с учетом принятой модели турбулентности.

Для описания миграции радионуклидов в потоке в исходную систему сохранения вводится уравнение движения и сохранения концентрации аэрозольных частиц [3]:

$$\frac{\partial C_k}{\partial t} + W_i \frac{\partial C_k}{\partial x_i} = \tilde{\nabla} \left( D_k \tilde{\nabla} (C_k) \right) - \lambda_k C_k, \quad (4)$$

где  $C_k$  – концентрация аэрозольных частиц фракции  $k$  в несущем потоке, кг/м<sup>3</sup>;  $D_k$  – коэффициент диффузии аэрозольных частиц фракции  $k$  в несущем потоке, м<sup>2</sup>/с;  $\tilde{\nabla}$  – оператор дифференцирования по  $x_i, x_j$ ;  $\lambda_k$  – постоянная распада рассматриваемого радионуклида, с<sup>-1</sup>.

Уравнения (1)–(4) были дополнены начальными и граничными условиями с учетом генерального плана АЭС, метеорологическими данными на площадке размещения станции. Данная модель позволяет учитывать выбросы из вентиляционной трубы и при нарушении целостности контеймента [4].

Приведенные уравнения были реализованы в среде разработки компьютерных программ COMSOL 3.5a. Созданный программный модуль позволяет провести расчеты по динамике распределения концентраций компонентов выброса на площадке станции с учетом ее инфраструктуры. На рис. 1 представлена разработанная с использованием COMSOL 3.5a модель площадки типовой АЭС-2006.

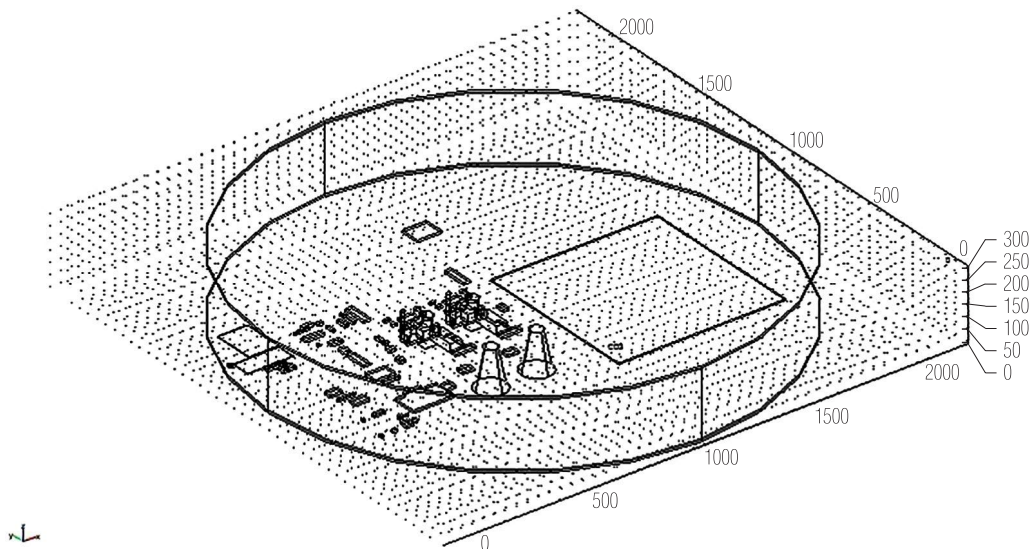


Рис. 1. Модель площадки типовой АЭС-2006

Fig. 1. Model of typical NPP-2006 site

Визуализация результатов расчета динамики распространения выбросов загрязняющих веществ, включая радиоактивные аэрозоли, представлена на рис. 2.

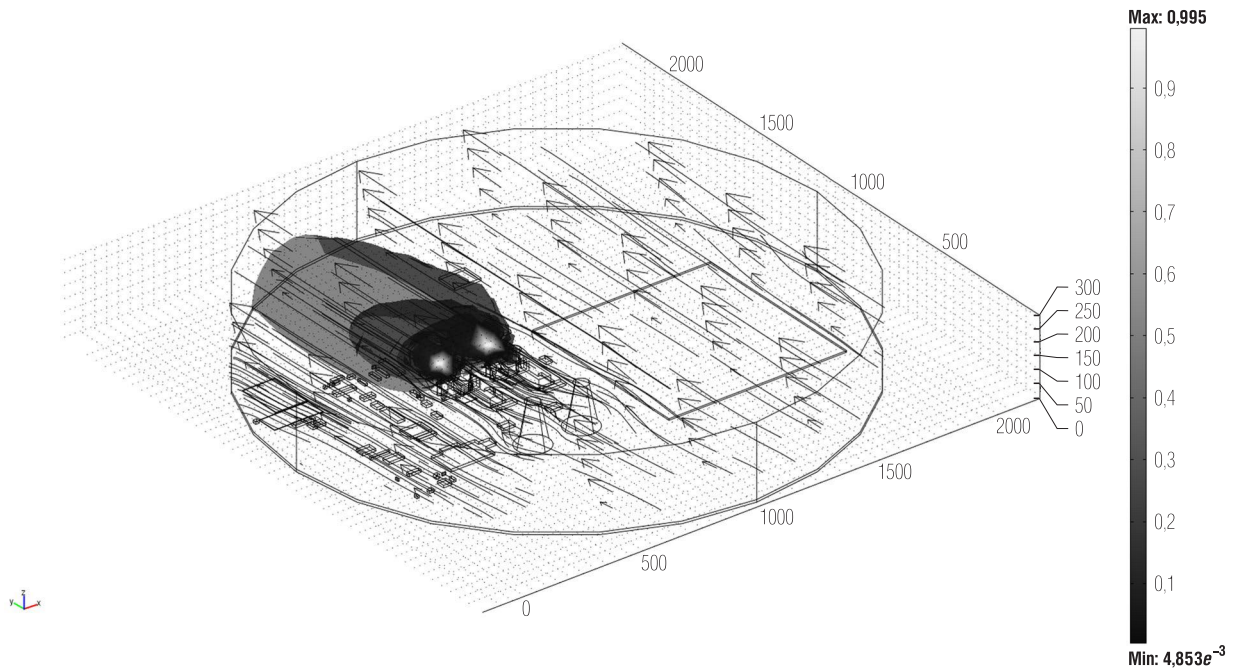


Рис. 2. Распространение выбросов радионуклидов в аварийных ситуациях из вентиляционной трубы  
 Fig. 2. Distribution of radionuclide emissions in emergency situations from a ventilation pipe

Для верификации представленного программного модуля были проведены ряд расчетов и их сравнительный анализ с расчетными кодами, разработанными Институтом проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН). Полученные результаты сравнения разработанного программного модуля на основе COMSOL 3.5a показали удовлетворительные совпадения с данными по стандартному образцу и данными ИБРАЭ РАН (расхождение в значениях не более 5 %). Проведенное сравнение подтверждает достоверность разработанного программного модуля, на основании чего можно сделать вывод о возможности его использования для обоснования безопасности строящейся АЭС в Республике Беларусь [4].

В данной работе для расчета распределения активности радионуклидов в пределах площадки АЭС и расчета дозовых нагрузок на персонал в случае проектных аварий рассмотрена авария, связанная с падением при перегрузке топлива отработавшей кассеты на кассеты, расположенные в активной зоне реактора или бассейне выдержки. При этом предполагается, что во время соударения падающей кассеты с другими кассетами (3 шт.) происходит нарушение герметичности оболочек твэлов и выход активных продуктов деления.

Объем выброса ( $Q_v$ ) через вентиляционную трубу может быть оценен по геометрическим параметрам трубы, максимальной скорости потока и продолжительности выброса с использованием следующей формулы (вариант 1):

$$Q_{v1} = Swt, \quad (5)$$

где  $S$  – площадь сечения потока,  $m^2$  (площадь поперечного сечения вентиляционной трубы реакторного здания  $2,54 m^2$ );  $w$  – максимальная скорость потока,  $m/s$  ( $15 m/s$ );  $t$  – продолжительность выброса,  $s$ .

Также для оценки аварийного выброса может быть принят сценарий, что 100 % расхода приточной и вытяжной ремонтно-аварийной системы вентиляции здания реактора в течение  $0,5$  ч выбрасывается за пределы станции через вентиляционную трубу без фильтрации (вариант 2):

$$Q_{v2} = R_S t, \quad (6)$$

где  $R_S$  – расход в системе,  $m^3/ч$  (расход приточной и вытяжной ремонтно-аварийной системы вентиляции здания реактора равен  $50\,000 m^3/ч$ );  $t$  – продолжительность выброса,  $ч$ .



Рассматривались оба варианта оценки объема аварийного выброса.

Расчет объемной активности радионуклидов  $c_i$  для каждого из них выполнялся согласно выражению

$$c_i = \frac{R}{Q_v}, \quad (7)$$

где  $R$  – величина выброса, Бк.

Полученные значения объемной активности соответствуют значениям на выходе из вентиляционной трубы.

Исходными данными по радионуклидному составу выброса и активности выбрасываемых радионуклидов были приняты результаты из предварительного отчета по безопасности Белорусской АЭС.

Для рассматриваемой проектной аварии выход активных продуктов деления из-под оболочек максимально напряженных твэлов отработавшей кассеты при падении кассеты во время перегрузки топлива приведен в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Аварийный выброс в атмосферу через вентиляционную трубу при падении кассеты во время перегрузки топлива (проектная авария)

Table 1. Radionuclide emergency release from ventilation pipe for design basis accident (spent fuel assembly drop during load-unload operations)

Радионуклид	Период полураспада	Выброс в атмосферу через вентиляционную трубу при аварии, ГБк	Рассчитанные (вариант 1) объемные активности радионуклидов на выходе из вентрубы, кБк/м <sup>3</sup>	Рассчитанные (вариант 2) объемные активности радионуклидов на выходе из вентрубы, кБк/м <sup>3</sup>
<sup>90</sup> Sr	28 лет	$9,58 \cdot 10^{-2}$	1,40	3,83
<sup>137</sup> Cs	30 лет	$3,14 \cdot 10^0$	$4,58 \cdot 10^1$	$1,26 \cdot 10^2$
<sup>131</sup> I	8 сут	$4,97 \cdot 10^1$	$7,25 \cdot 10^2$	$1,99 \cdot 10^3$
<sup>133</sup> I	21 ч	$3,34 \cdot 10^0$	$4,87 \cdot 10^1$	$1,34 \cdot 10^2$

**Результаты расчетов. Оценка объемных активностей радионуклидов в приземном слое воздуха.** С помощью разработанного программного модуля были проведены расчеты средних уровней объемной активности радионуклидов в приземном слое воздуха на территории промплощадки станции по зонам удаления от источника распространения.

Пример результатов расчета объемных активностей радионуклидов в приземном слое воздуха при падении кассеты во время перегрузки топлива приведен в табл. 2, 3.

Данные, приведенные в табл. 2, 3, показывают, что объемные активности радионуклидов в приземном слое воздуха, рассчитанные по варианту 2, больше, чем по варианту 1. Для дальнейших расчетов дозовых нагрузок на персонал атомной электрической станции использовались более консервативные данные из табл. 3.

Т а б л и ц а 2. Средние объемные активности радионуклидов в приземном слое воздуха (на высоте 1 м над подстилающей поверхностью) на промплощадке при скорости ветра 10 м/с. Скорость осаждения 0,05 м/с (для варианта 1)

Table 2. Average volume activities of radionuclides in lower air layer (1 m above surface) on NPP site. Wind speed is 10 m/s, deposition rate is 0,05 m/s (calculation option 1)

Радионуклид	Объемная активность, кБк/м <sup>3</sup>					
	на выходе из вентрубы (вариант 1)	зона 1 (~190–270 м)	зона 2 (~270–370 м)	зона 3 (~370–490 м)	зона 4 (~490–660 м)	зона 5 (~660–900 м)
<sup>90</sup> Sr	1,4	0,04	0,04	0,03	0,02	0,01
<sup>137</sup> Cs	45,8	1,37	1,15	0,92	0,69	0,46
<sup>131</sup> I	725,0	21,75	18,13	14,50	10,88	7,25
<sup>133</sup> I	48,7	1,46	1,22	0,97	0,73	0,49

Т а б л и ц а 3. Средние объемные активности радионуклидов в приземном слое воздуха (на высоте 1 м над подстилающей поверхностью) на площадке при скорости ветра 10 м/с. Скорость осаждения 0,05 м/с (для варианта 2)

T a b l e 3. Average volume activities of radionuclides in lower air layer (1 m above surface) on NPP site. Wind speed is 10 m/s, deposition rate is 0,05 m/s (calculation option 2)

Радионуклид	Объемная активность, кБк/м <sup>3</sup>					
	на выходе из вентрубы (вариант 2)	зона 1 (~190–270 м)	зона 2 (~270–370 м)	зона 3 (~370–490 м)	зона 4 (~490–660 м)	зона 5 (~660–900 м)
<sup>90</sup> Sr	3,83	0,11	0,09	0,08	0,06	0,04
<sup>137</sup> Cs	126,00	3,78	3,15	2,52	1,90	1,26
<sup>131</sup> I	1990,00	59,70	49,75	39,80	29,85	19,90
<sup>133</sup> I	134,00	4,02	3,35	2,68	2,01	1,34

**Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал атомной электрической станции при проектных авариях.** При оценке дозовых нагрузок на персонал АЭС были приняты следующие допущения:

краткосрочность облучения, когда ожидаются постоянные условия переноса и состав выбросов, то есть расчет выполняется без учета изменения направления ветра в течение периода облучения; не учитывается уменьшение облучения из-за частичного пребывания в укрытии; облучаемый персонал – взрослые люди (возраст больше 18 лет), с объемом дыхания 1,4 м<sup>3</sup>/ч, выполняющие легкую физическую работу, не употребляющие загрязненные продукты питания.

Для этих условий прогнозная оценка общей эффективной дозы выполнялась с учетом внешнего облучения от облака и выпадений на поверхность площадки, а также внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления:

$$E_T = (E_a + E_g) + E_{inh}, \quad (8)$$

где  $E_T$  – общая эффективная доза, мЗв;  $E_a$  – эффективная доза от радионуклидов в воздухе (в облаке), мЗв;  $E_g$  – эффективная доза от радионуклидов в выпадениях, мЗв;  $E_{inh}$  – эффективная доза от ингаляции, мЗв.

Расчет эффективной дозы от содержащихся в воздухе и выпадениях радионуклидов ( $E_a + E_g$ ) проводился по формуле

$$(E_a + E_g) = K \sum_{i=1}^n C_i e_i T_e, \quad (9)$$

где  $T_e$  – продолжительность облучения, ч;  $C_i$  – концентрация  $i$ -го радионуклида в приземном слое воздуха, кБк/м<sup>3</sup>;  $e_i$  – дозовый коэффициент, определяемый как мощность поглощенной дозы гамма-излучения  $i$ -го радионуклида на высоте 1 м над подстилающей поверхностью от источника в виде радиоактивного облака, (мГр/ч)/(кБк/м<sup>3</sup>);  $K$  – коэффициент перехода от дозы в воздухе на высоте 1 м над подстилающей поверхностью к эффективной дозе для представителей  $i$ -й группы населения при облучении от радиоактивного облака, мЗв/мГр.

Эффективная ингаляционная доза от вдыхания загрязненного радионуклидами воздуха рассчитывается по следующей формуле<sup>1</sup>:

$$E_{inh} = 10^6 \sum_{i=1}^n (C_i e^i) T_e V, \quad (10)$$

где  $e^i$  – дозовый коэффициент для персонала для  $i$ -го радионуклида, Зв/Бк;  $V$  – интенсивность дыхания, м<sup>3</sup>/ч.

По приведенным формулам была рассчитана суммарная ингаляционная доза, эффективная доза внешнего облучения и общая эффективная доза облучения персонала на площадке АЭС.

<sup>1</sup> Методические рекомендации МР 2.6.1.0063-12.

Дозовые нагрузки на персонал АЭС в случае проектной аварии с падением кассеты при перегрузке топлива оценивались с учетом загрязнения, формируемого такими радионуклидами, как  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ . Расчет выполнялся для летних и зимних условий. Температура воздуха была принята 20 °С для летних условий и –20 °С для зимних условий. Максимальная скорость ветрового потока 0 (штиль), 10, 20 м/с на высоте 300 м. Скорость осаждения примесных аэрозолей принималась равной 0,001, 0,005, 0,05 м/с, что соответствует размеру аэрозолей 3, 4 и 15 мкм при плотности 2000 кг/м<sup>3</sup>.

В качестве примера расчета дозовых нагрузок авторами настоящей статьи приведен расчет прогнозной оценки аварийных доз персонала на промплощадке для летних условий, скорость ветра принята 10 м/с, скорость осаждения примесных аэрозолей – 0,05 м/с. Результаты расчета прогнозной оценки аварийных доз персонала при проектной аварии (за первые 8 ч) представлены в табл. 4.

Т а б л и ц а 4. Прогнозная оценка аварийных доз персонала на промплощадке при скорости ветра 10 м/с и скорости осаждения 0,05 м/с

Table 4. The predictive assessment of staff emergency doses at site for design accident. Wind speed is 10 m/s, deposition rate is 0,05 m/s

Доза облучения	Величина дозы облучения, мЗв				
	зона 1 (~190–270 м)	зона 2 (~270–370 м)	зона 3 (~370–490 м)	зона 4 (~490–660 м)	зона 5 (~660–900 м)
Эффективная доза от ингаляции, мЗв					
$^{90}\text{Sr}$	0,04	0,03	0,03	0,02	0,02
$^{137}\text{Cs}$	0,28	0,24	0,19	0,15	0,10
$^{131}\text{I}$	7,35	6,13	4,90	3,68	2,45
$^{133}\text{I}$	0,10	0,08	0,07	0,05	0,03
Суммарная эффективная доза от ингаляции, мЗв	7,77	6,48	5,19	3,90	2,60
Доза от внешнего облучения, мЗв	0,03	0,03	0,02	0,02	0,01
Общая эффективная доза, мЗв	7,80	6,51	5,21	3,92	2,61

Таким образом, для наиболее загрязненной зоны 1 доза облучения персонала за первые 8 ч после аварии за счет внешнего облучения составит 0,03 мЗв, доза от ингаляции – 7,77 мЗв. Общая эффективная доза облучения персонала за указанное время нахождения на площадке в случае проектной аварии с падением кассеты при перегрузке топлива будет равна 7,80 мЗв, что существенно ниже порогового значения предела допустимой годовой дозы для персонала в аварийных ситуациях (50 мЗв).

Анализируя полученные значения, можно сделать вывод, что основной вклад в аварийную дозу облучения будут вносить короткоживущие изотопы йода. Следовательно, использование таких защитных мероприятий, как блокирование щитовидной железы и защита органов дыхания, могут существенно уменьшить полученные персоналом дозы.

Полученные значения прогнозных доз облучения хорошо согласуются с результатами, представленными в предварительном отчете по безопасности Белорусской АЭС.

**Заключение.** В работе показана применимость разработанного программного модуля и метода расчета для прогнозной оценки доз персонала АЭС-2006 при проектной аварии. Из анализа полученных результатов расчетов можно сделать вывод, что основной вклад в аварийную дозу облучения будут вносить короткоживущие изотопы йода, а основным путем формирования дозы облучения персонала выступит ингаляционный путь. Следовательно, в случае проектной аварии с выбросом радиоактивных веществ через вентиляционную трубу необходимо немедленно принять следующие предупредительные защитные меры для снижения доз внутреннего и внешнего облучения ниже общих критериев: защита щитовидной железы (назначение препаратов стабильного йода), использование средств индивидуальной защиты, защита органов дыхания, укрытие.

Разработанный метод расчета дозовых нагрузок может быть применен для анализа радиационных последствий аварий на объектах использования атомной энергии, оценки риска и ущерба здоровью персонала и разработки мер по обеспечению радиационной защиты.

### Список использованных источников

1. Белозерский, Г. Н. Радиационная экология: учебник / Г. Н. Белозерский. – М.: Академия, 2008. – 382 с.
2. Труды ИБРАЭ РАН / под общ. ред. Л. А. Большова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. – М.: Наука, 2009. – Вып. 11: Вопросы радиоэкологии / науч. ред. И. И. Линге. – 444 с.
3. Pugliese, S. Finite element modeling of plume dispersion in the lower part of the atmosphere / S. Pugliese, M. Jaeger, R. Occelli // *Air Pollution. Monitoring, Simulation and Control* / eds.: B. Caussade, H. Power, C. A. Brebbia. – Southampton: Comp. Mech. Pub., 1996. – P. 99–108.
4. Андрижиевский, А. А. Анализ процессов переноса и осаждения аэрозольных частиц на характерных поверхностях инфраструктуры АЭС / А. А. Андрижиевский, А. Г. Трифонов, Л. С. Кулик // Труды БГТУ. Сер. 3. Химия и технология неорганических веществ. – 2014. – №3 (167). – С. 89–93.

### References

1. Belozerskii G. N. *Radiation ecology*. Moscow, Akademiya Publ., 2008. 382 p. (in Russian).
2. Bolshov L. A., Linge I. I. (eds.). *Proceedings of IBRAE RAS. Issue 11: Radioecology Issues*. Moscow, Academy Publ., 2009. 444 p. (in Russian).
3. Pugliese S., Jaeger M., Occelli R. Finite element modeling of plume dispersion in the lower part of the atmosphere. Caussade B., Power H., Brebbia C. A. (eds.) *Air Pollution. Monitoring, Simulation and Control*. Southampton, Comp. Mech. Pub., 1996, pp. 99–108.
4. Andrizhievskiy A. A., Trifonov A. G., Kulik L. S. Analysis of transfer and deposition processes of aerosol particles on the characteristic surfaces of NPP infrastructure. *Trudy BGTU. Ser. 3. Khimiya i tekhnologiya neorganicheskikh veschestv* [Proceedings of BSTU. Chemistry and technology of inorganic substances], 2014, no. 3 (167), pp. 89–93 (in Russian).

### Информация об авторах

*Орловская Валентина Игоревна* – младший научный сотрудник, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: valentina.valentina.orlovskaya@mail.ru

*Трифонов Александр Георгиевич* – доктор технических наук, доцент, заместитель генерального директора по науке, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: tral@sosny.bas-net.by

### Information about the authors

*Valentina I. Orlovskaya* – Junior Researcher, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (p. o. box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: valentina.valentina.orlovskaya@mail.ru

*Alexander G. Trifonov* – D. Sc. (Engineering), Associate Professor, Deputy Director General on science work, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (p. o. box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: tral@sosny.bas-net.by