

УДК 621.039.7

Н. В. ГОРБАЧЕВА, Н. В. КУЛИЧ

**РАСЧЕТНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ АНАЛИЗА ПОСЛЕДСТВИЙ
РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ НА АЭС НА БАЗЕ КОДОВ
УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ RADRISK И DECA**

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси

(Поступила в редакцию 14.12.2013)

В настоящее время для обоснования безопасности АЭС во многих странах все большее применение находит метод улучшенной оценки, сочетающий в себе расчетные коды улучшенной оценки, консервативные допущения, касающиеся работы систем безопасности, и реалистичные (не консервативные) данные в отношении граничных и начальных условий с оценкой неопределенности [1].

В данной работе представлены результаты создания расчетного комплекса на базе разработанных в Объединенном институте энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси расчетных кодов RADRISK и DECA, построенных по принципу кодов улучшенной оценки [2–6]. Расчетные комплексы обеспечивают интегрированный подход к анализу закономерностей сложного аварийного процесса, что упрощает процедуру разработки программных средств для анализа безопасности АЭС [7].

Базовая версия кода DECA выполняет расчет изотопного состава топлива, концентраций и удельных активностей актиноидов и продуктов деления в активной зоне ВВЭР-1000 в зависимости от глубины выгорания. Изотопный состав продуктов деления насчитывает 650 ядер, образующихся в изобарных цепочках с атомными весами от 72 до 166. Изотопный состав актиноидов насчитывает 58 ядер изотопов от Th до Fm. Математическая модель описывает выход продуктов деления в процессе деления тепловыми нейтронами первичного топлива (^{235}U) и вторичного топлива (^{239}Pu и ^{241}Pu), ядерные и нейтронно-физические превращения (трансмутация) актиноидов. При разработке кода DECA решена проблема, связанная со сложной структурой модели: для описания структуры генетических связей актиноидов и продуктов деления в модели использован математический аппарат теории графов, что позволяет учесть реакции, приводящие к обратным превращениям от дочернего ядра к материнскому ядру в схеме трансмутации актиноидов, например, реакцию $^{238}\text{Pu}(n, \gamma)^{239}\text{Pu}$. Групповые сечения реакций взаимодействия с нейтронами определяются математической программой, выполняющей расчет нейтронно-физических характеристик реактора ВВЭР-1000 [8].

В процессе разработки расчетного комплекса код DECA модернизирован по следующим направлениям. Разработана его версия, выполняющая вероятностный анализ неопределенности результатов расчета концентраций и активностей радионуклидов при неопределенностях входных параметров и внутренних переменных модели выгорания. Предварительно проанализированы и получены оцененные интервалы изменения значений 40 стохастических параметров модели выгорания кода DECA. При реализации вычислительной технологии вероятностного анализа неопределенности результатов моделирования использована методика с применением процедур Монте-Карло, рекомендуемая МАГАТЭ [9]. Данная вычислительная технология хорошо зарекомендовала себя также при разработке кодов улучшенной оценки, используемых при расчетном обосновании безопасности АЭС [2]. Такая вычислительная процедура, оформленная в виде программного модуля CUB, подключена к коду DECA. Мерой неопределенности результатов

моделирования кодом DECA концентраций C_i и активностей A_i радионуклидов, образующихся в процессе выгорания топлива в реакторе, служит 90%-ный доверительный интервал $[C_{i, q=5\%}, C_{i, q=95\%}]$, где $C_{i, q=5\%}$, $C_{i, q=95\%}$ – значения 5%- и 95%-ных квантилей концентрации i -го радионуклида.

Верификация кода DECA выполнена путем сопоставления результатов с данными, полученными аттестованным кодом ORIGEN-S. Проведенный анализ показал, что модель выгорания адекватно отражает закономерности формирования радионуклидного состава в процессе выгорания топлива в реакторе на тепловых нейтронах, а численный метод эффективно и с высокой точностью обеспечивает расчет концентраций и активностей радионуклидов. Математическая модель обеспечивает надежную взаимосвязь рассчитываемых характеристик с глубиной выгорания топлива, а также соотношений активностей радионуклидов внутри каждой фракции химических элементов. Это представляется существенным для разработки интерфейса при сопряжении данного кода с кодом RADRISK, разработанным авторами в Объединенном институте энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси. Неопределенность результатов расчетов радиационных характеристик топлива определяется погрешностями используемых в модели выгорания кода DECA ядерно-физических констант, взятых из библиотеки JNDC-V2 (JAERI-1320, 1990), и неопределенностями нейтронно-физических расчетов, а также влиянием неоднородности энерговыделения по объему активной зоны (вследствие точечного приближения модели).

Код RADRISK (базовая версия представлена в [4]) выполняет расчет радиологических последствий при авариях на объектах использования атомной энергии для населения и окружающей среды и дает оценку радиационного риска (свидетельство Национального центра интеллектуальной собственности № 264). Для оценки неопределенности плотности поверхностного загрязнения и доз облучения населения в код RADRISK включен программный модуль CUB, который создает выборки случайных величин входящих в вероятностную модель параметров, таких как статистические характеристики метеорологических параметров, активности радионуклидов, высота подъема облака и др. Результаты расчета показателей ущерба здоровью и уровня загрязнения окружающей среды представлены в виде 5%-, 50%-, и 95%-ных квантилей плотности поверхностного загрязнения, приземной концентрации радионуклидов, индивидуальной дозы облучения населения. В целом вероятностная модель расчета радиационного воздействия на население соответствует методическим рекомендациям МАГАТЭ по выполнению вероятностного анализа безопасности уровня 3 [9].

Модернизация кода RADRISK. Известно, что радиоактивный выброс при тяжелой аварии имеет сложный дисперсный состав. За исключением радиоактивных инертных газов (ксенон, криптон и другие изотопы) и газообразных форм иода (I_2 , CH_3I), радионуклиды представлены в аварийном выбросе в форме частиц аэрозоля. Аккумуляция аэрозоля в различных отделах органов дыхания значительно зависит от его аэродинамического диаметра частиц [10]. Размеры и концентрация частиц, плотность аэрозоля влияют на поведение радиоактивных материалов в процессе их переноса и осаждения при атмосферной диффузии. Поэтому полное описание аварийного выброса должно включать в себя также физические характеристики аэрозолей, такие как дисперсный состав, плотность, концентрация частиц. Однако эти характеристики весьма сложно прогнозировать кодами, выполняющими моделирование процесса формирования выброса при тяжелых авариях [11]. На наш взгляд, упрощенная модель аварийного источника, в соответствии с которой всем частицам аэрозольного выброса задается аэродинамический диаметр 1 мкм, является недостатком большинства кодов (например, COSIMA, Германия), выполняющих расчет радиологических последствий аварий на АЭС [9].

Для получения реалистичных оценок радиологических последствий авторами данной статьи разработана и введена в код RADRISK дискретная вероятностная модель источника выброса. Отметим, что для описания дисперсного состава наиболее оправдано установленное А. Н. Колмогоровым логарифмически нормальное распределение для функции плотности вероятности $F(X)$ числа частиц по размерам диаметров X [10]:

$$F(X) = 1/X\sigma(2\pi)^{1/2} \exp(-(\ln X - \mu)^2/2\sigma), \quad (1)$$

где μ – медиана, σ – стандартное отклонение величины $\ln X$.

Предпочтение, отдаваемое логарифмически нормальному распределению, определяется удобством решения практических задач атмосферной диффузии, а также тем фактом, что оно связано с физикой процесса образования аэрозольных систем в результате специфических процессов диспергирования топлива при тяжелой аварии. В реальных условиях значения μ и σ могут быть получены из статистической обработки выборки результатов измерений размеров частиц по следующим формулам:

$$\begin{aligned}\mu &= (\ln X_{10} + \ln X_{90})/2, \\ \sigma &= (\ln X_{90} - \mu)/1,28,\end{aligned}\quad (2)$$

где X_{10} и X_{90} – 10%- и 90%-ные квантили значений размеров частиц соответственно.

Для реализации дискретной модели аварийного источника в виде совокупности радиоактивных частиц, статистические размеры которых распределены по логарифмически нормальному закону (1), использованы процедуры Монте-Карло. Пусть X_i – случайный размер частицы из интервала $[X_{\min}, X_{\max}]$. Исходя из предположения о виде функций распределения, с помощью метода Монте-Карло построим выборку размера n :

$$X_{\min} < X_1, X_2, X_3, \dots, X_n < X_{\max}. \quad (3)$$

При наличии в выбросе нескольких типов аэрозолей (фракций) дискретная вероятностная модель аварийного источника представляется суммой активностей частиц Q по всем n -частицам каждой из k фракций:

$$Q = \sum_{j=1}^k \sum_{i=1}^n Q_j^i. \quad (4)$$

Сопряжение кодов RADRISK и DECA в расчетный комплекс: оценка последствий тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР-1000 [5]. Обоснование безопасности новых проектов АЭС объективно сопряжено с рядом трудностей. Так, эксперты МАГАТЭ обращают внимание на то, что для проекта блока АЭС, имеющего инновационные решения систем безопасности, прогнозные характеристики выброса радионуклидов в атмосферу в ходе развития тяжелой аварии могут отличаться от полученных оценок для референтного проекта [7].

В качестве параметра, характеризующего величину выброса активности Q_i i -го радионуклида из разрушенной активной зоны при различных авариях, вводится коэффициент фракционирования f_i . Прогноз величины выброса радионуклидов при j -классе аварии определяется через параметры источника выброса таким образом:

$$Q^j = \sum_{i=1}^I A_i f_i^j, \quad (5)$$

$$f_i^j = e^j L^j q_i^j, \quad (6)$$

где A_i – активность i -го радионуклида в активной зоне к моменту аварийного сброса мощности реактора ($i = 1, \dots, I$), данные, которые рассчитываются кодом DECA и передаются с помощью разработанного интерфейса в код RADRISK; f_i^j – доля активности i -го радионуклида, выходящая в окружающую среду, от накопленной активности в реакторе при j -аварии (коэффициент фракционирования), q_i^j – доля активности i -го радионуклида, высвобождающаяся из топливной матрицы, в зависимости от температуры в активной зоне при j -аварии; e^j – степень разрушения активной зоны при j -аварии; L^j – доля активности, выходящая в окружающую среду в случае разгерметизации защитной оболочки реактора. Коэффициенты фракционирования радионуклидов при запроектной аварии на реакторах типа ВВЭР-1000, относящиеся к группам химических элементов с различными физико-химическими свойствами, получены по материалам [11]. Расчитанный состав фракций радионуклидов в активной зоне ВВЭР-1000 – изотопы инертных газов (^{85m}Kr , ^{85}Kr , $^{87-88}\text{Kr}$, ^{133}Xe , ^{135}Xe), цезия (^{134}Cs , ^{137}Cs) и йода ($^{131-135}\text{I}$) и др. – приведен в табл. 1.

Выброс при отказе защитной оболочки в первые часы после начала развития аварийного процесса составил величину $Q = 1,685 \cdot 10^{16}$ Бк.

Т а б л и ц а 1. Активности и массы радионуклидов (50%-ные квантильные оценки, полученные кодом DECA), содержащиеся в различных фракциях радионуклидов

Фракция	Радионуклид	Активность, Бк	Масса, кг
Инертные газы	^{85}Kr	1,38E+16	9,53E-01
	^{87}Kr	1,75E+18	1,68E-03
	^{88}Kr	3,29E+16	5,01E-03
	^{133}Xe	4,99E+18	7,21E-01
	$^{133\text{m}}\text{Xe}$	1,55E+17	9,35E-03
	^{135}Xe	1,26E+18	1,33E-02
	$^{135\text{m}}\text{Xe}$	9,26E+17	2,82E-04
Галогены	^{129}I	2,43E+10	3,72E+00
	^{131}I	2,28E+18	4,96E-01
	^{132}I	4,71E+16	8,48E-03
	^{133}I	4,97E+18	1,19E-01
	^{134}I	5,68E+18	5,74E-03
	^{135}I	6,68E+16	3,60E-02
Щелочные металлы	^{132}Cs	8,38E+10	1,48E-08
	^{134}Cs	3,56E+16	7,41E-01
	^{135}Cs	3,52E+11	8,27E+00
	^{137}Cs	1,01E+17	3,17E+01
	^{84}Rb	2,85E+09	1,62E-09
	^{86}Rb	5,54E+14	1,84E-04
	^{88}Rb	2,36E+18	5,32E-04
	^{89}Rb	3,24E+18	6,48E-04
Группа теллура	$^{125\text{m}}\text{Te}$	5,27E+14	7,94E-04
	^{132}Te	3,27E+18	2,92E-01
	^{122}Sb	1,94E+14	1,33E-05
	^{124}Sb	1,22E+13	1,89E-05
	^{126}Sb	2,54E+14	8,20E-05
	^{125}Sb	3,36E+15	8,79E-02

Для скоростей оседания частиц в зависимости от диаметра авторами настоящей статьи использованы эмпирические данные, полученные в [12]. В табл. 2 приведены оцененные диапазоны неопределенности скоростей оседания частиц разных диаметров.

Т а б л и ц а 2. Скорости оседания частиц в зависимости от их диаметра

Интервал диаметров частиц, мкм	Скорость оседания, м/с
0–0,03	$0,87 \cdot 10^{-16} - 0,35 \cdot 10^{-14}$
0,03–0,1	$0,35 \cdot 10^{-14} - 8,7 \cdot 10^{-7}$
0,1–0,3	$8,7 \cdot 10^{-7} - 4,2 \cdot 10^{-6}$
0,3–1	$4,2 \cdot 10^{-6} - 35 \cdot 10^{-6}$
1–3	$3,5 \cdot 10^{-5} - 2,8 \cdot 10^{-4}$
3–10	$2,8 \cdot 10^{-4} - 3 \cdot 10^{-3}$
10–30	$3 \cdot 10^{-3} - 2,7 \cdot 10^{-2}$
30–100	$2,7 \cdot 10^{-2} - 3,0 \cdot 10^{-1}$

Дисперсный состав (спектр частиц) и распределение суммарной активности выброса радионуклидов спектру частиц, полученные с использованием дискретной вероятностной модели аварийного источника, приведены в табл. 3.

На рис. 1, 2 показаны результаты расчета воздействия радиоактивного выброса на окружающую среду и персонал модернизированным кодом RADRISK с учетом дисперсных характеристик выброса в сопоставлении со стандартным подходом (без учета дисперсных характеристик выброса). Рассеяние рассчитывалось при предельно неустойчивой категории погоды, а результаты оценки дозы персонала получены в соответствии с требованиями Гигиенического норматива

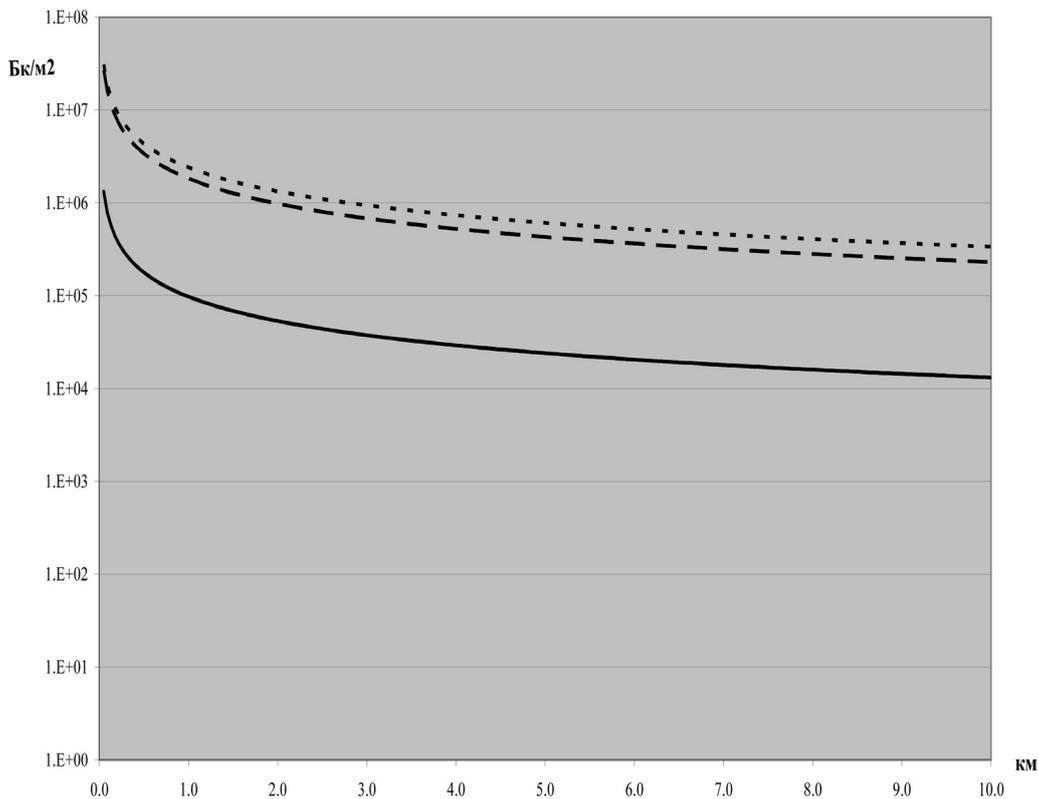


Рис. 1. Значение 95%-ной квантили плотности поверхностного загрязнения $C(x, y)$ (в логарифмическом масштабе) в зависимости от расстояния от источника выброса: сплошная линия описывает плотность поверхностного загрязнения аэрозолем со средним диаметром частиц, равным 1 μm ; штриховая линия – плотность поверхностного загрязнения аэрозолем со средним диаметром частиц, равным 5 μm ; точечная линия – плотность поверхностного загрязнения при выбросе радионуклидов без учета его дисперсных свойств (скорости осадения радионуклидов стандартные: изотопов иода 2 cm/s , цезия 0,8 cm/s)

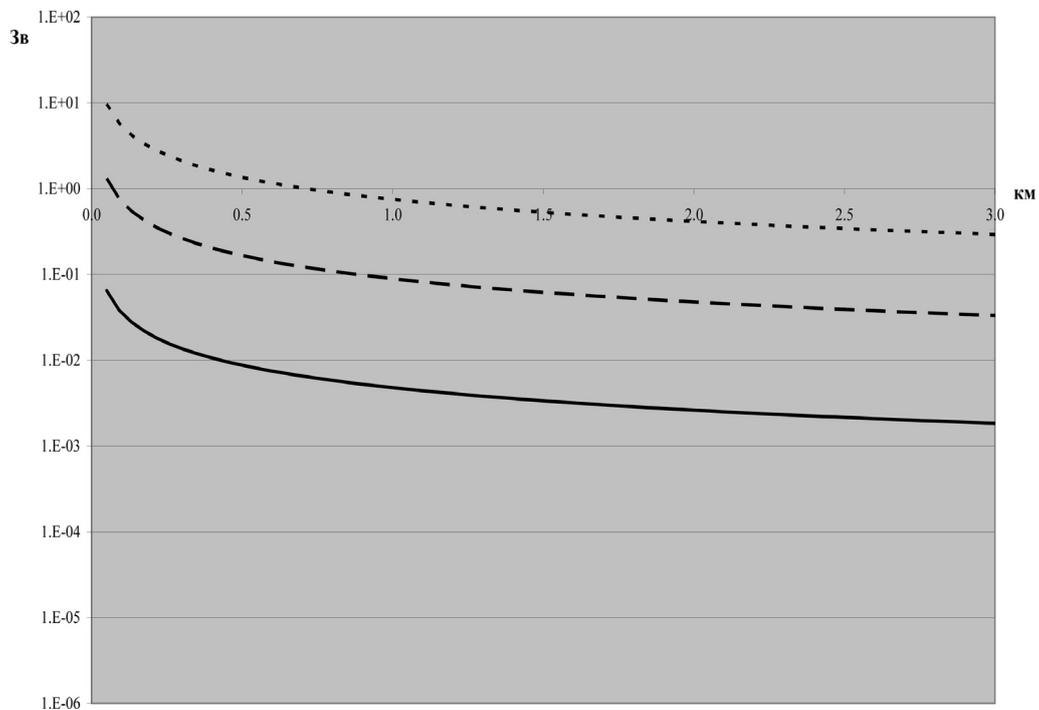


Рис. 2. Значение 95%-ной квантили эффективной индивидуальной дозы облучения персонала $E(x, y)$ (в логарифмическом масштабе) в зависимости от расстояния от источника выброса: см. подпись к рис. 1

Т а б л и ц а 3. Данные по активности аварийного выброса инертных газов и аэрозолей с различными значениями μ и σ , распределенной по группам частиц с различными диаметрами

Диапазон диаметров частиц, мкм	Активность, Бк	
	Инертные газы	
	1,531·10 ¹⁶	1,531·10 ¹⁶
	Аэрозоль	
	$\mu = 1 \text{ мкм}, \sigma = 2 \text{ мкм}$	$\mu = 5 \text{ мкм}, \sigma = 2 \text{ мкм}$
0,03–0,1	1,873·10 ¹²	–
0,1–0,3	1,111·10 ¹⁴	–
0,3–1	8,385·10 ¹⁴	2,995·10 ¹³
1–3	5,633·10 ¹⁴	4,553·10 ¹⁴
3–10	4,556·10 ¹³	9,010·10 ¹⁴
10–30	–	1,517·10 ¹⁴
30–100	–	2,496·10 ¹²

Республики Беларусь «Критерии оценки радиационного воздействия» [13]. Полученные модернизированным кодом RADRISK данные показывают, что в случае выброса аэрозолей со средним диаметром частиц 5 мкм оценка доз облучения персонала примерно на порядок выше, чем оценка при выбросе аэрозолей со средним диаметром частиц 1 мкм, но ниже, чем оценка консервативного расчета без учета дисперсных свойств выброса. Реалистичный прогноз воздействия выброса со сложным аэрозольным составом может быть получен кодом RADRISK и для населения при использовании дозовых коэффициентов, рекомендуемых Международной комиссией по радиологической защите (ICRP Publication 72).

Закключение. Выполнены модернизация программных средств DECA и RADRISK и последующее сопряжение их в программный комплекс. Данные коды модернизированы с использованием перспективного для анализа безопасности АЭС методического подхода, обеспечивающего улучшенную оценку (по сравнению с консервативным подходом) результатов моделирования прогноза воздействия на население аварийных выбросов.

Для кода RADRISK разработана дискретная вероятностная модель, учитывающая сложный дисперсный состав выброса. Показано, что в случае полидисперсного состава выброса применение данной модели обеспечивает реалистичные оценки доз облучения персонала в соответствии с данными нового Гигиенического норматива [13]. Сопряжение кода RADRISK с кодом DECA позволяет учитывать реальное выгорание топлива, возможные изменения изотопного состава, вызванные переходными и аварийными процессами, и последующие изменения аварийного источника, что отвечает требованиям отечественных нормативных документов в области безопасности.

Работоспособность расчетного комплекса продемонстрирована на примере запроектной аварии ВВЭР-1000.

Литература

1. Уголева Р. // Тр. НТЦ ЯРБ. М., 2011.
2. Harbachova N. // Proc. of Technical Meeting on Best Estimate plus Uncertainty (BEPU) Methods in Safety Analyses San Piero a Grado Nuclear Research Group University of Pisa. Pisa, Italy. June 10–14. 2013.
3. Горбачева Н. В. // Весці НАН Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. 2011. № 4. С. 97–101.
4. Harbachova N. // Output of the IAEA Technical Meeting on Level 3 Probabilistic Safety Assessment. Working Materials. IAEA Headquarters. Vienna. July 2–6. 2012.
5. Горбачева Н. В. // 7-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», (CD работа № 130), 17–20 мая 2011 г. Подольск. Подольск, 2011.
6. Harbachova N. // Proc. of Technical Meeting on Probabilistic Safety Assessment for New Nuclear Power Plants' Design (CD ROM). IAEA. Vienna. October 1–5. 2012.
7. Coupling Codes Developing // TECDOC-1539. IAEA, Vienna, 2007.
8. Герасимов А. С. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. М., 1989.
9. Offsite consequences and estimate of risk to the public // Safety Series No. 50, Procedure for conducting PSA Lev. 3. IAEA, Vienna, 1996.
10. Быховский А. В. Горячие аэрозольные частицы при техническом использовании атомной энергии. М., 1974.

11. Procedures for conducting probabilistic safety assessment of nuclear power plants (level 2) // Safety series № 50-P-8. IAEA, Vienna, 1995.

12. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиозкология после Чернобыля / Под ред. Ф. Уоррена и Р. Харрисона. М., 1999.

13 Санитарные нормы и правила «Требования к радиационной безопасности». Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия» Пост. Министерства здравоохранения Республики Беларусь № 213 от 28.12.12.

N. U. HARBACHOVA, N. V. KULICH

**A COMPUTATIONAL PACKAGE FOR RADIOLOGICAL CONSEQUENCES ANALYSIS
OF THE NUCLEAR ACCIDENTS ON THE BASE OF ENHANCED CODES RADRISK AND DECA**

Summary

Experience of a software package development is represented. The best estimated approach has been utilized for codes DECA and RADRISK enhancement. The first one describes nuclear fuel burn up and fission product accumulation, the second one describes atmospheric diffusion of the radioactive materials and radiological doses assessments. A simulation model describing a disperse form of the released material has been applied in order to define realistic source term. The Kolmogorov's law has been utilized to describe statistical characteristics of particles sizes of radioactive aerosol release. The results of the software package utilization provide realistic assessments of radiological consequences in case of accidents at the nuclear power plant.