

УДК 502.3:630.20

**А. А. Андрижиевский**, доктор технических наук, профессор (БГТУ);**А. Г. Трифонов**, доктор технических наук, профессор (БГТУ);**В. В. Радкевич**, младший научный сотрудник (ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси)**МОДЕЛИРОВАНИЕ ДИНАМИКИ ТЕХНОГЕННЫХ ВЫБРОСОВ  
ПРИ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ НА АЭС**

В статье приводятся результаты применения многомерного компьютерного моделирования для анализа динамики техногенных выбросов при аварии на атомной электростанции. Рассматриваются два варианта: с сохранением целостности контейнмента и с его разрывом. Полученные данные по распределению концентрации радиоактивных веществ использовались для расчета дозовых нагрузок на персонал.

The results of application of multidimensional computer modeling for the analysis of dynamics of thermal and aerosol emissions at the Nuclear Power Plant failure are resulted. Two variants are examined: with the conservation of integrity of containment and with his break. Findings on distributing of radioactive substances concentration were used for the calculation of the dose loadings on personnel.

**Введение.** Промышленная эксплуатация ядерных установок всегда связана с риском ущерба здоровья. Риску могут подвергаться персонал площадки, население, проживающее около установки, и общество в целом. В аварийной ситуации в результате выброса радиоактивных материалов может пострадать окружающая среда. Следовательно, в целях безопасности необходимо учесть и ограничить риски для человека и окружающей среды во всех прогнозируемых обстоятельствах.

Локализация радиоактивного материала в пределах АЭС, включая контроль сбросов и минимизацию аварийных выбросов, является основной функцией безопасности, которая должна быть обеспечена в нормальных эксплуатационных режимах, в случае проектных аварий и, насколько это практически осуществимо, в случае отдельных запроектных аварий.

Проведение количественной оценки доз облучения и величины риска ущерба здоровью людей и окружающей среде выполняется в рамках анализа радиологического воздействия от ядерного объекта. В данной работе в рамках проведения анализа радиологического воздействия АЭС на персонал станции рассматриваются вопросы распространения радиоактивных выбросов на территории площадки как источника формирования доз облучения персонала [1].

**Анализ проблемы.** Основным зданием АЭС по проекту АЭС-2006 является здание реактора, вокруг которого группируются остальные здания и сооружения «Ядерного острова». В здании размещаются ядерная паропроизводящая установка и системы ее аварийного расхолаживания [2].

Двойная оболочка обеспечивает максимальное исключение влияния аварийных выбросов радиоактивных продуктов в окружающую среду. Внешняя оболочка служит физической защитой для внутренней оболочки от всех внешних воз-

действий. Внутренняя оболочка обеспечивает герметичность внутреннего объема при всех режимах работы АЭС, включая аварийные.

Внутренняя оболочка – сооружение из предварительно напряженного железобетона, состоящее из цилиндрической части и полусферического купола. Внутренняя поверхность оболочки облицована 6-мм углеродистой сталью для обеспечения герметичности.

Внутренний диаметр предварительно напряженной оболочки 44,0 м, толщина определяется расчетом и по расчетным данным составляет 1200 мм – для цилиндрической части и 1000 мм – для купола. Верхняя отметка цилиндрической части +44,600. Внутренняя оболочка образует объем, консервативно учитывающий максимальную проектную аварию с потерей теплоносителя.

Наружная оболочка выполняется в монолитном железобетоне. Оболочка обеспечивает защиту от внешних воздействий на внутреннюю оболочку и состоит из цилиндрической части с внутренним диаметром 50 м и полусферического купола. Толщина стены цилиндра 0,8 м, купола 0,6 м. Между наружной и внутренней оболочками имеется кольцевое пространство шириной 1800 мм [2].

Предлагаемая конструкция защитных оболочек обладает большей надежностью по сравнению с ранее разработанными конструкциями оболочек и является новым шагом в повышении безопасности АЭС.

К реакторному зданию примыкает эстакада транспортного шлюза, по которой осуществляется транспортировка в здание реактора крупногабаритных грузов [2].

Проект АЭС-2006 базируется на критериях радиационной безопасности, содержащихся в нормативно-технической документации, действующей в Республике Беларусь, и международных рекомендациях (МАГАТЭ, EUR).

Радиационная безопасность проекта обоснована опытом эксплуатации действующих современных АЭС с водо-водяными реакторами (ВВЭР), результатами экспериментальных исследований и расчетными анализами, которые позволяют утверждать, что радиационное воздействие на персонал и население будет таким же низким, как и на большинстве действующих современных станций.

Цель проекта АЭС-2006 при тяжелых авариях – в сочетании с вероятностными целевыми показателями обеспечить ограничение последствий аварий с тяжелым повреждением активной зоны для населения и окружающей среды, исключить необходимость экстренной эвакуации и длительного отселения населения и ограничить зону планирования защитных мероприятий для населения (укрытие, йодная профилактика) радиусом не более 3 км.

Принятые в проекте АЭС-2006 требования к ограничению последствий тяжелых аварий рекомендуются как приемлемые в международной практике проектирования современных энергоблоков.

Достижение цели обеспечиваются:

1) двойная защитная оболочка, отвечающая международным требованиям к современным энергоблокам;

2) устройство локализации расплава активной зоны за пределами корпуса реактора, исключающее проплавление фундаментной плиты здания реактора;

3) пассивная система отвода тепла от защитной оболочки.

Проект радиационной защиты для такого класса аварий базируется на контроле за состоянием топлива, контайнмента, аварийных выбросов, с применением соответствующих систем радиационного мониторинга и систем для взятия проб [2].

Проектные основы систем защитной оболочки следует определять в основном на базе результатов анализа соответствующих постулированных исходных событий [3].

Подлежащие учету постулированные исходные события включают в себя события внутреннего и внешнего происхождения, которые могут потребовать от защитной оболочки выполнения ее проектных функций, и такие события, которые могут поставить под угрозу способность защитной оболочки выполнять ее проектные функции безопасности.

Внутренние события, которые следует учитывать при проектировании систем защитной оболочки, – это те события, которые являются результатом неисправностей, происходящих на станции, и которые могут потребовать выполнения защитной оболочкой

ее функций или которые могут поставить под угрозу выполнение ею функций безопасности. Они подразделяются, по существу, на пять категорий [3]:

1) разрушение энергонапряженных систем, расположенных в защитной оболочке: следует предусмотреть, чтобы защитная оболочка выдерживала высокие давления и температуры, а также биение трубопроводов и удар струи жидкости;

2) разрушение систем или элементов, содержащих радиоактивный материал, находящийся в защитной оболочке: следует предусмотреть, чтобы защитная оболочка обеспечивала локализацию радиоактивных материалов;

3) переходные процессы в системах, приводящие к возникновению характерных предельных нагрузок (например, давления, температуры и динамических нагрузок) на системах защитной оболочки: следует предусмотреть, чтобы защитная оболочка выдерживала эти нагрузки;

4) возникновение обходных путей в защитной оболочке, таких как аварии с потерей теплоносителя (АПТ) во взаимосвязанных системах или разрыв трубок парогенератора: следует предусмотреть соответствующие изолирующие устройства;

5) внутренние риски: следует проверить, не нанесут ли внутренние риски ущерб функциям защитной оболочки.

Типичными внутренними событиями, которые следует учитывать при проектировании систем защитной оболочки, являются [3]:

– различные повреждения паропроводов;

– повреждение трубопровода питательной воды;

– разрыв труб парогенератора в корпусном водо-водяном реакторе;

– случайное открытие предохранительного клапана компенсатора объема или предохранительного клапана в корпусном водо-водяном реакторе или предохранительного клапана в реакторе с кипящей водой;

– колебания конденсации и резкое изменение параметров жидкостно-газовых смесей сжиженного газа при продувке в реакторах с кипящей водой;

– разрывы трубопроводов, соединенных с границей давления теплоносителя реактора, внутри или снаружи защитной оболочки;

– утечка или неисправность в системе, заключающей в себе радиоактивную жидкость или газ в пределах защитной оболочки;

– аварии при обращении с топливом в защитной оболочке;

– внутренние летящие предметы;

- внутренние пожары;
- внутреннее затопление.

Для достижения целей ядерной безопасности необходимо провести анализ безопасности, в рамках которого определяются источники излучения и выполняются оценки доз облучения, которые могут получить работники на установке и население, а также оцениваются потенциальные воздействия на окружающую среду. В рамках этого анализа должно быть продемонстрировано, что станция способна обеспечить соблюдение предписанных пределов по радиоактивным выбросам, гарантирующим, что дозы излучения, получаемые персоналом во всех эксплуатационных состояниях станции, не превысят предписываемых пределов и будут поддерживаться на разумно достижимом низком уровне [1].

**Моделирование динамики выбросов.** Перенос радиоактивных веществ и их осаждение представляет собой достаточно сложную и многогранную задачу.

Модель описания процессов переноса строится на решении универсальных уравнений сохранения энергии, количества движения и массы [4]:

- уравнение сохранения количества движения:

$$\frac{\partial U}{\partial t} + U_j \frac{\partial U_i}{\partial x_j} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial P_i}{\partial x_i} + g\beta\vartheta'\delta_{i3} + \frac{\partial(v \frac{\partial U_i}{\partial x_j} - \overline{U_j'U_i'})}{\partial x_j} + J_i;$$

- уравнение сохранения массы:

$$\frac{\partial U_i}{\partial x_j} = 0;$$

- уравнение сохранения энергии:

$$\frac{\partial T}{\partial t} + U_j \frac{\partial T}{\partial x_j} = -\frac{L\Phi}{C_p} + \frac{\partial(\overline{\lambda \frac{\partial U_i}{\partial x_j} - U_j'T_j'})}{\partial x_j} + J_i;$$

- уравнение переноса радионуклидов:

$$\frac{\partial C_k}{\partial t} + U_j \frac{\partial C_k}{\partial x_j} - W_{gk} \frac{\partial C_k}{\partial x_3} = \frac{\partial(D \frac{\partial C_k}{\partial x_j} - \overline{U_j'C_k'})}{\partial x_j} - \lambda_k C_k + J_{C_k}.$$

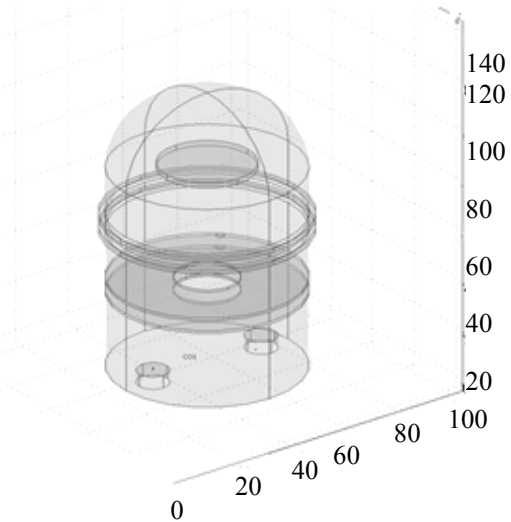


Рис. 1. Пример схемы расчетной области (здание реактора)

Для описания турбулентных режимов используется  $k$ - $\epsilon$ -модель расчета турбулентной вязкости [4].

**Результаты применения моделей.** В данной работе использовался программный комплекс COMSOL.

Была разработана модель для расчета динамики выбросов радиоактивных веществ в случае аварии с потерей теплоносителя под защитной оболочкой реакторного здания.

При проведении вычислительного эксперимента было выявлено, что распространение радиоактивных примесей под куполом оболочки существенно неравномерное и зависит от характера выброса и внутреннего устройства контайнмента (рис. 2).

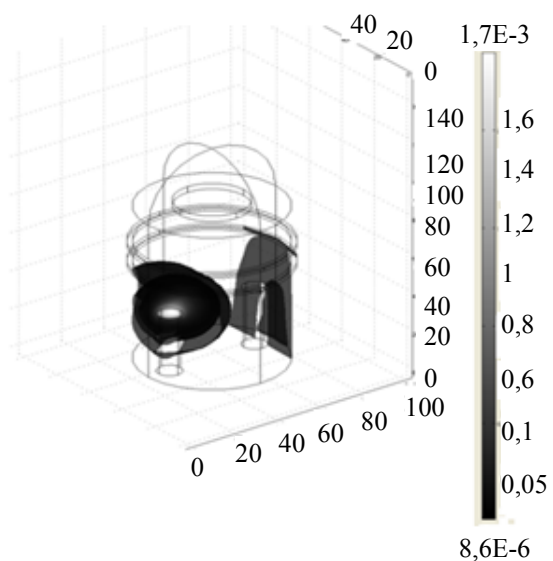


Рис. 2. Расчет распространения примеси в здании реактора ( $C_{\min} = 8,6E-6$  Бк/м<sup>3</sup>,  $C_{\max} = 1,7E-3$  Бк/м<sup>3</sup>)

При выбросе на территории площадки распределение примесей зависит от климатических условий в момент аварии и расположения объектов на площадке АЭС.

Причем максимальная концентрация радиоактивных веществ отмечается в застойных областях.

Полученное поле концентраций было использовано для оценки дозы внешнего облучения для персонала по формуле

$$H = AVBt,$$

где  $H$  – доза внешнего облучения, Зв;  $A$  – концентрация радионуклидов, Бк/м<sup>3</sup>;  $V$  – скорость дыхания человека, м<sup>3</sup>/с ( $V = 0,005$  м<sup>3</sup>/с);  $B$  – дозовый коэффициент ингаляционного облучения, Зв/Бк (были выбраны радиоактивные газы Кг и Хе, для них  $B_1 = 2,61E-11$  Зв/Бк и  $B_2 = 0,9E-11$  Зв/Бк соответственно);  $t$  – время облучения, с (выбрана величина в 4 ч – длительность смены персонала) (таблица).

#### Расчет доз облучения персонала АЭС

$A$ , Ки/м <sup>3</sup>	$H$ , мЗв
1,7E-3	0,1
1E-3	0,07
0,6E-3	0,04
0,1E-3	0,007
0,05E-3	0,003

Таким образом, величина дозы внешнего облучения зависит от вида радионуклидов, их активности и от времени облучения.

При этом следует отметить, что на различных расстояниях ( $R$ ) от источника выброса будет и различное значение величины дозы. При этом получено, что при данных параметрах выброса не достигается значение допустимой величины годовой дозы, которая составляет 20 мЗв, согласно Основным Санитарным нормам и Правилам (ОСП–2002) (рис. 3).

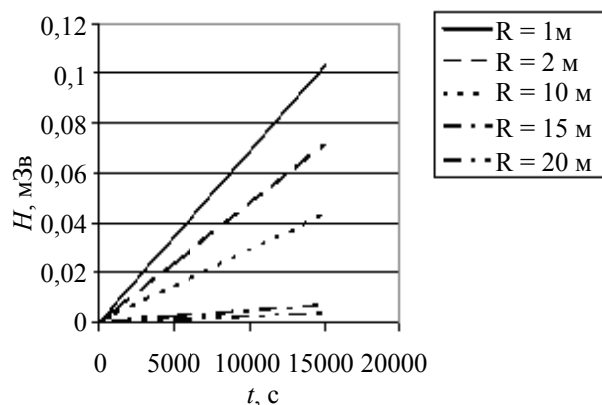


Рис. 3. Динамика роста величины дозы внешнего облучения во времени на различных расстояниях от источника выброса

При моделировании выброса из вентиляционных труб без влияния градирни аэрозольные частицы могут переноситься на большие расстояния согласно моделям трансграничного переноса, и вклад от внешнего облучения для работника составит не более нескольких процентов от существующего предела доз облучения (рис. 4, 5).

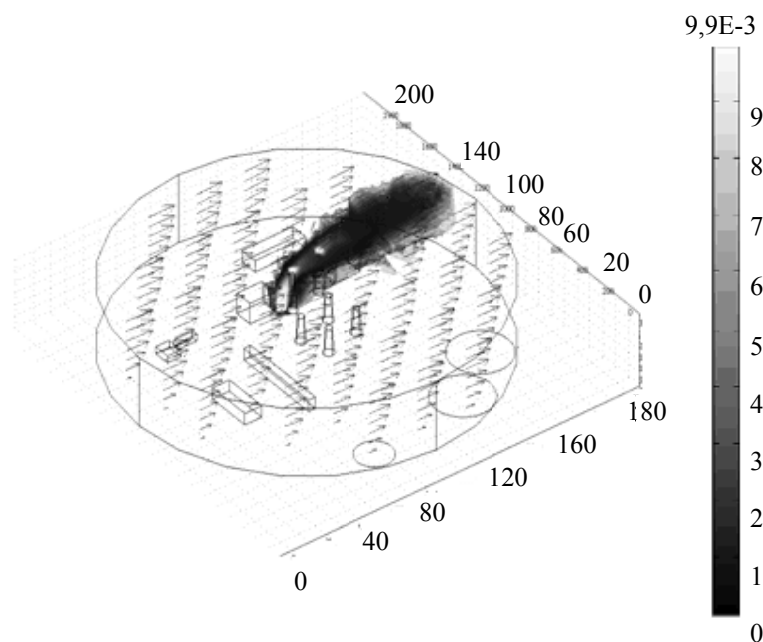


Рис. 4. Выброс пара в атмосферу при выпаривании воды из баков аварийного отвода тепла при разгерметизации верхней части контейнента ( $C_{\min} = 1E-6$  Бк/м<sup>3</sup>,  $C_{\max} = 9,9E-3$  Бк/м<sup>3</sup>)

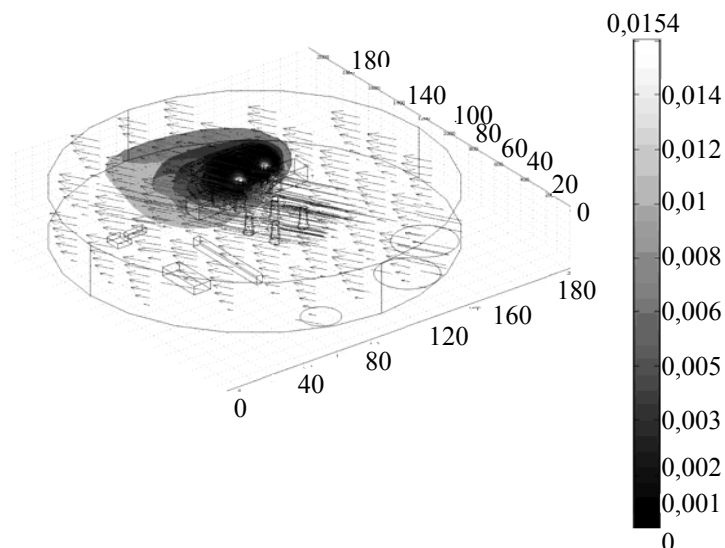


Рис. 5. Выброс пара с вентиляционной трубы (без влияния градирни)  
 $(C_{\text{мин}} = 1\text{E-}6 \text{ Бк/м}^3, C_{\text{макс}} = 0,0154 \text{ Бк/м}^3)$

При моделировании взаимодействия выбросов из градирни и вентиляционных труб при заданном направлении ветра реализуется интенсивное взаимодействие факела градирни с радиоактивным аэрозолем вентиляционной трубы. В этом случае вследствие захвата аэрозолей может происходить преимущественное осаждение радиоактивных частиц от вентиляционных выбросов на площадке АЭС, определяемое интенсивностью взаимодействия аэрозольных частиц с капельной влагой из градирни с последующим их совместным осаждением, что в свою очередь приводит к формированию доз облучения персонала, как за счет нахождения в облаке, так и за счет загрязненной поверхности. В этом случае в консервативных условиях работник может получить дозу облучения за счет внешнего облучения, превышающую 20 мЗв/год.

**Заключение.** 1. В работе представлены результаты проведения моделирования динамики техногенных выбросов при аварийных ситуациях на АЭС, включая распределения полей концентрации радиоактивных веществ:

- при аварии в здании реактора с сохранением целостности контейнента;
- на площадке АЭС в случае нарушения целостности контейнента.

2. Показано, что при аварии в здании реактора с выбросом теплоносителя доза внешнего облучения для персонала, работающего вблизи разрыва, не превышает предельно допустимую, 20 мЗв/год согласно ОСП–2002.

3. Отмечено, что при раздельном моделировании взаимодействия выбросов из вентиляционных труб и капельной влаги из градирни аэрозольные частицы переносятся на большие расстояния согласно моделям трансграничного

переноса, и практически не участвуют в формировании доз облучения персонала.

4. При моделировании взаимодействия выбросов из градирни и вентиляционных труб возможны варианты, когда происходит взаимодействие указанных выбросов, захват аэрозолей каплями и осаждение на прилегающей территории, что может в экстремальных климатических условиях привести к формированию у персонала доз облучения, превышающих допустимые значения.

Таким образом, расположение объектов инфраструктуры АЭС имеет существенное влияние на формирование доз облучения персонала при аварийных ситуациях.

Результаты моделирования могут быть использованы для минимизации риска ущерба здоровью при радиационных аварийных ситуациях на АЭС.

### Литература

1. Безопасность атомных электростанций // Серия норм МАГАТЭ по безопасности. – № NR-S-2. – Вена: МАГАТЭ, 2003. – С. 6.

2. Система обеспечения экологической безопасности атомных электростанций / Б. К. Былкин [и др.] // Проблемы радиэкологии и пограничных дисциплин: сборник научных трудов. – Екатеринбург, 2009. – Вып. 12. – С. 15.

3. Проектирование систем защитной оболочки реактора для атомных электростанций // Серия норм МАГАТЭ по безопасности. – № NS-G-1.10. – Вена: МАГАТЭ, 2008. – С. 7–9.

4. Abe, K. A new turbulence model for predicting fluid flow and heat transfer in separating and reattaching flows – I. Flow field calculations / K. Abe, T. Kondoh, Y. Nagano // International Journal of Heat and Mass Transfer. – 1994. Vol. 37, No. 1. – P. 139–151.

Поступила 02.03.2011