

## АНАЛИЗ ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ АВАРИЙ ПРИ СНЯТИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК

**А. В. Носовский, В. Р. Рылов, В. А. Сейда**

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Чернобыль*

Рассмотрены возможные потенциальные аварии при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблока АЭС с реактором РБМК, сделан анализ и оценка их последствий для персонала, населения и окружающей среды на примере энергоблока № 2 Чернобыльской АЭС. Данные настоящего исследования могут использоваться в качестве методической основы для разработки отчетов по анализу безопасности при снятии с эксплуатации объектов атомной энергетики и разработки мероприятий по оптимизации системы радиационного контроля на энергоблоках АЭС, снимаемых с эксплуатации.

### Введение

В настоящее время в Украине ведутся практические работы по снятию с эксплуатации ядерных установок. Первой АЭС, снимаемой с эксплуатации в Украине, является Чернобыльская, последний энергоблок которой был остановлен в 2000 г. В период с 2011 по 2026 г. истекает установленный проектный срок эксплуатации и других АЭС Украины, поэтому проблема снятия с эксплуатации объектов атомной энергетики становится актуальной [4, 5].

В соответствии с [6] для получения отдельного разрешения на начало работ по снятию с эксплуатации на этапе окончательного закрытия и на каждом последующем этапе, эксплуатирующая организация должна разработать и представить органу государственного регулирования в области ядерной и радиационной безопасности пакет документов, в состав которого входит отчет по анализу безопасности. Перечень информации, который должен быть представлен в отчете по анализу безопасности, приведен в [8].

После останова энергоблока АЭС, а особенно после завершения этапа прекращения эксплуатации (т. е. после освобождения энергоблока от отработавшего ядерного топлива) радиационная обстановка в помещениях АЭС стабилизируется. Перестает существовать ряд факторов радиационной опасности, таких как наличие инертных радиоактивных газов и паров йода. Количество радиоактивных веществ, находящихся на энергоблоке, сильно снижается, резко сокращается количество участков и операций, где возможны резкие изменения радиационной обстановки. Все это значительно упрощает разработку отчета по анализу безопасности по сравнению с блоком, находящимся в режиме эксплуатации.

Наибольшую сложность при разработке отчета по анализу безопасности представляет проведение анализа безопасности при различных авариях, которые могут произойти на энергоблоке при проведении работ по снятию с эксплуатации. Анализ возможных аварий на энергоблоке, находящемся в эксплуатации, проводится проектной организацией на стадии проектирования реакторной установки. Для проектных аварий определяются исходные события, пути протекания и проводится оценка последствий. На каждой АЭС разработаны планы защиты персонала на случай радиационной аварии и определены мероприятия по их ликвидации.

На ядерной установке, находящейся на этапе снятия с эксплуатации, радиационные риски для персонала и населения значительно снижаются, что делает возможным пересмотр аварийных планов и оптимизацию радиационной защиты путем отмены отдельных мероприятий и снятия ограничений, не являющихся необходимыми для данного этапа жизненного цикла АЭС. Оптимизация радиационной защиты позволит снизить затраты на поддержание ядерной установки в безопасном состоянии и снятие ее с эксплуатации. Вместе с тем такая оптимизация должна производиться без снижения достигнутого уровня без-

опасности, что требует проведения соответствующих исследований и обоснований безопасности.

Целью настоящей статьи является разработка перечня возможных аварий при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблока АЭС с реактором РБМК, анализ и оценка их последствий для персонала, населения и окружающей среды на примере энергоблока № 2 ЧАЭС.

Результаты настоящего исследования могут использоваться в качестве методической основы для разработки отчетов по анализу безопасности при снятии с эксплуатации объектов атомной энергетики и разработки мероприятий по оптимизации системы радиационного контроля на энергоблоках АЭС, снимаемых с эксплуатации.

### **Исходное состояние энергоблока АЭС**

В процессе проведения работ по прекращению эксплуатации на энергоблоке № 2 ЧАЭС было проведено комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО), результаты которого использовались в качестве исходных данных при анализе потенциальных аварий при проведении работ по снятию энергоблока с эксплуатации [9].

Исходное состояние энергоблока № 2 ЧАЭС на начало этапа окончательного закрытия можно представить следующим образом:

состояние строительных конструкций позволяет осуществлять их безопасную эксплуатацию в течение не менее 50 лет;

с энергоблока удалено все ядерное топливо (из реактора, бассейнов выдержки и помещений для хранения свежего топлива);

реакторное пространство продувается воздухом со степенью влажности не более 60 %;

опорожнен и переведен в режим сухой консервации контур многократной принудительной циркуляции;

часть технологических систем выведена из эксплуатации.

В эксплуатации находятся следующие системы и оборудование:

системы жизнеобеспечения (системы энерго-, водо-, теплоснабжения, техводоснабжения, канализации);

системы водяного и газового пожаротушения и система обнаружения пожаров;

системы вентиляции и кондиционирования воздуха;

системы радиационного и технологического контроля, контроля измерительных приборов и аппаратуры оборудования, остающегося в работе;

система подпитки и заполнения бассейнов выдержки (до удаления из них изделий и последующего опорожнения);

система сбора и откачки на переработку трапных вод;

система приема и хранения жидких и твердых радиоактивных отходов (РАО);

газовый контур в части обеспечения циркуляции азота или воздуха через графитовую кладку (до начала работ по консервации реактора);

установки по дезактивации демонтированных фрагментов оборудования и оборудования по переработке РАО.

По результатам КИРО энергоблоков № 1 и 2, а также выполненных расчетов наведенной активности конструкций реактора можно сформулировать следующие основные радиационные характеристики систем, оборудования, строительных конструкций и конструктивных элементов блока № 2 [1–3, 7, 10, 11]:

суммарная наведенная активность конструкций реактора на момент начала этапа окончательного закрытия составляет  $7,5 \cdot 10^{15}$  Бк (0,2 МКи);

основной вклад в активность конструкций реактора вносят графитовая кладка и технологические каналы;

основными радионуклидами для технологических каналов реактора являются  $^{14}\text{C}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^3\text{H}$  и  $^{94}\text{Nb}$ ;

суммарная активность, находящаяся в оборудовании и строительных конструкциях помещений составляет  $1,85 \cdot 10^{12}$  Бк (50 Ки);

основными нуклидами в составе радиоактивного загрязнения оборудования являются  $^{137}\text{Cs}$ ;  $^{60}\text{Co}$ ;  $^{90}\text{Sr}$ .

Из числа систем и оборудования, находящегося в эксплуатации, радиоактивные среды содержатся в:

системе сбора и откачки на переработку трапных вод (объем воды 30000 л, суммарная активность до  $3 \cdot 10^{-2}$  Ки);

системе приема и предварительного хранения жидких РАО (объем смолы 7000 л, перлита 5000 л, суммарная активность до 0,13 Ки);

месте сбора и временного хранения твердых РАО (два легких контейнера в ЦЗ-2 – суммарная активность РАО может достигать 0,2 Ки, один контейнер К-150 в помещении Б-031/2 – суммарная активность РАО может достигать 6 Ки);

системе заполнения и очистки бассейнов выдержки БВК-1,2, БВТК (суммарный объем воды 1 605 000 л, суммарная активность до 6 Ки с учетом иловых отложений).

На этапе окончательного закрытия, на блоке будут проводиться следующие основные работы:

освобождение блока от РАО и высокоактивных изделий;

опорожнение бассейнов выдержки изделий;

контроль состояния блока, эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт оборудования, остающегося в работе;

демонтаж внешних, по отношению к реакторной установке, систем и элементов (таких, как оборудование турбинного отделения);

деактивация фрагментов демонтированного оборудования;

сохранение и укрепление барьеров, предотвращающих распространение радиоактивных веществ в окружающую среду;

реконструкция и модернизация систем обеспечения безопасности, жизнеобеспечения и контроля за состоянием блока;

переработка и передача на захоронение РАО, накопленных за время эксплуатации, и РАО, образующихся при проведении работ по снятию с эксплуатации.

### Перечень потенциальных аварий

Все потенциальные аварии при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблока АЭС с реактором РБМК были условно разделены на три группы:

аварии, связанные с наиболее загрязненными предметами или конструкциями;

аварии на обеспечивающем оборудовании или системах контроля;

аварии, обусловленные внешними причинами.

Выбор для проведения анализа аварий, обусловленных внешними причинами, проводился на основании рекомендаций [4]. Выбор остальных аварий, возможных при ведении деятельности по снятию с эксплуатации энергоблока АЭС осуществлялся методом экспертной оценки.

Для каждой возможной аварии определялись:

исходные события;

пути протекания;

конечные последствия;

необходимые организационно-технические мероприятия по предотвращению аварий и минимизации их последствий.

При выборе аварий, подлежащих анализу безопасности, рассматривались только те аварии, последствиями которых является выход радиоактивных веществ за установленные

барьеры и/или облучение персонала. Аварии, для которых предполагаемые радиационные последствия незначительны (менее 10 мкЗв для населения и 100 мкЗв для персонала), в дальнейшем не рассматривались и не анализировались.

В ходе проведения предварительных оценок было установлено, что аварии на обеспечивающем оборудовании (системы вентиляции, энергоснабжения, теплоснабжения и т. п.) не вызовут значимых последствий для персонала, населения и окружающей среды. Процессы при снятии с эксплуатации протекают медленно, и при любых ситуациях имеется достаточно времени для корректирующих мероприятий. Кроме того, поскольку на этапе эксплуатации данные аварии могли вызвать значительно большие негативные последствия для безопасности, чем на этапе снятия с эксплуатации, для большинства подобного оборудования предусмотрены штатные системы дублирования функций либо компенсирующие мероприятия на случай аварии. Такие аварии были исключены из рассмотрения.

Вероятность (частота аварий) при проведении анализа условно принималась:

при исходных событиях естественного характера –  $10^{-7}$  раз в год;

при исходных событиях, связанных с отказом оборудования, –  $5 \cdot 10^{-5}$  раз в год;

при исходных событиях, вызванных ошибками персонала, –  $10^{-4}$  раз в год.

Выбор числовых значений вероятности аварий произведен с учетом мирового опыта проведения анализа безопасности ядерных установок, снимаемых с эксплуатации.

При проведении экспертной оценки учитывались данные об отказах рассматриваемого оборудования в процессе эксплуатации энергоблоков АЭС.

В случае, если ранее на АЭС имели место аварии, аналогичные рассматриваемой, принималось, что вероятность (частота) этой аварии равна  $\frac{N}{X}$  (где  $N$  – количество предшествующих аварий,  $X$  – количество реакторо-лет эксплуатации энергоблоков).

На основании предварительной экспертной оценки для рассмотрения и последующего анализа выбраны нижеизложенные аварии и аварийные ситуации.

К авариям и аварийным ситуациям, связанным с наиболее загрязненными предметами или конструкциями относятся:

пожар в местах сбора и временного хранения РАО либо в помещениях, в которых находится оборудование, имеющее повышенное загрязнение радиоактивными веществами;

падение высокоактивных изделий, контейнеров с РАО при перемещении их с помощью грузоподъемных механизмов;

обрушение перегрузочной машины или мостового крана в центральном зале;

падение тяжелых предметов в бассейн выдержки;

разрушение оборудования и трубопроводов, содержащих жидкие радиоактивные среды;

разгерметизация контура продувки реакторного пространства;

некомпенсируемое снижение уровня воды в бассейнах выдержки с находящимися в них на хранении высокоактивными изделиями;

отказ оборудования линии измельчения длинномеров при измельчении и загрузке в контейнеры;

горение графитовой кладки реактора блока.

К авариям, обусловленным внешними причинами, относятся: землетрясение; падение летательного аппарата; смерч, ураган; наводнение, подтопление.

### Результаты анализа потенциальных аварий

При проведении анализа последствий потенциальных аварий оценивались уровни радиоактивного загрязнения поверхностей помещений и оборудования блока, дозы облучения (внутреннего и внешнего) персонала, принимающего участие в ликвидации последствий аварии, количество радиоактивных веществ, попадающих в окружающую среду в случае аварии, и дозы облучения людей, находящихся вблизи энергоблока в момент аварии.

В ходе проведения оценки потенциальных аварий было установлено, что для большинства аварий вредное воздействие будет оказываться только на персонал, находящийся непосредственно в зоне аварии. Вследствие того, что объекты всех потенциальных аварий не содержат значительного количества радиоактивных веществ, дозы облучения персонала не превысят допустимых.

На основании приведенных расчетов был сделан вывод о том, что персонал, находящийся непосредственно в зоне аварии, может получить дозу от внешнего и внутреннего (ингаляционного) облучения не более 110 мкЗв.

Оцененная величина выхода радиоактивности в окружающую среду для большинства аварий, обусловленных внутренними причинами, не превышает 5 МБк, что не превышает допустимых уровней выбросов. Учитывая, что в зоне отчуждения запрещено проживание населения, а также на основании того, что рассчитанная доза для персонала, находящегося непосредственно в зоне аварии, незначительна, можно сделать вывод, что значимых радиационных последствий для населения и окружающей среды не произойдет.

По результатам проведенного анализа было установлено, что аварией с максимальными последствиями для персонала, населения и окружающей среды будет являться горение графитовой кладки реактора.

Важным эффектом реакторного графита является накопление тепловой энергии или энергии деформации в кристаллической решетке графита за счет радиационных дефектов (эффект Вигнера). При флюенсе  $2,5 \cdot 10^{21}$  н/см<sup>2</sup> происходит аккумулялирование энергии порядка 3 кДж/г, что может привести к опасным последствиям, так как в критический момент (нагрев графитовой кладки выше 500 °С) графит может лавинообразно перейти в стабильную форму с выделением накопленной тепловой энергии и резким повышением температуры.

Основной негативный фактор при горении реакторного графита – выход радиоактивных веществ, накопленных кладкой реактора. По результатам расчета наведенной активности оборудования и конструкционных элементов реактора энергоблока № 2 ЧАЭС [9] суммарная активность графита кладки реактора через 20 лет после останова реактора в 2011 г. (ориентировочное время начала этапа окончательного закрытия) будет составлять  $1,1 \cdot 10^{14}$  Бк. Исходя из консервативного подхода к оценке безопасности, данное значение будем использовать для оценки последствий рассматриваемой аварии применительно ко всему этапу окончательного закрытия (ориентировочная продолжительность этапа 10–15 лет).

Максимальная величина мощности дозы на поверхности отработавшего реакторного графита через 20 лет после останова блока – 1 мЗв/ч (на расстоянии 1 м от графита – 0,50 мЗв/ч). Основными радионуклидами, определяющими радиоактивность реакторного графита, являются <sup>3</sup>H, <sup>14</sup>C и <sup>60</sup>Co.

Горение графитовой кладки замедлителя и отражателя активной зоны реакторной установки может произойти только в результате производства огневых работ с нарушением правил пожарной безопасности и может произойти только при условии разгерметизации реакторного пространства и открытого доступа воздуха. Данное условие маловероятно, так как на этапе окончательного закрытия блока демонтажных и огневых работ на металлоконструкциях реакторной установки не планируется. Планируется только производство работ по отбору образцов конструкций реактора для проведения их исследований.

Перечисленные выше условия, при которых возможно горение графитовой кладки, крайне маловероятны на этапе окончательного закрытия. Поскольку возникновение аварии, связанной с возгоранием графитовой кладки, может быть вызвано только совокупностью маловероятных событий. Принимаем вероятность данной аварии равной вероятности, вызванной внешними событиями, –  $1 \cdot 10^{-7}$  раз в год.

Возгорание графитовой кладки может привести к выходу радиоактивных веществ, накопленных в ней, в помещения блока и окружающую среду, повышению аэрозольной активности в помещениях станции, на площадке АЭС и облучению персонала.

Если во время проведения работ по отбору образцов конструкций реактора, произойдет возгорание графитовой кладки, не зарегистрированное соответствующими системами контроля, то, в результате повышения температуры, произойдет разгерметизация реакторного пространства с выходом продуктов горения в центральный зал. При этом персонал, проводивший работы в центральном зале, покинет место работ в течение 1 мин. Оценка дозы  $\gamma$ -облучения, полученной персоналом при эвакуации из центрального зала, при рассматриваемой аварии не производилась в связи с тем, что основной вклад в активность дает  $^{14}\text{C}$ , который является чистым  $\beta$ -излучателем.

Доза, полученная за счет ингаляционного поступления, определяется как

$$E_{inh} = I \cdot e_{inh},$$

где  $I$  – количество радиоактивности от ингаляционного поступления;  $e_{inh}$  – величина удельной эффективной дозы при ингаляции.

Для расчета принят следующий вклад отдельных радионуклидов в суммарную активность: тритий – 4 %,  $^{14}\text{C}$  – 72 %,  $^{36}\text{Cl}$  – 12 %,  $^{60}\text{Co}$  – 12 %.

Величина удельной эффективной дозы при ингаляции  $e_{inh} = 4,3 \cdot 10^{-9}$  Зв/Бк, которая рассчитана как сумма  $e_{inh}$  для трития – в виде тритированной воды ( $1,8 \cdot 10^{-11}$  Зв/Бк), для  $^{14}\text{C}$  в – виде газообразной двуокиси углерода ( $6,5 \cdot 10^{-12}$  Зв/Бк), для  $^{36}\text{Cl}$  – в виде неизвестных соединений ( $6,9 \cdot 10^{-9}$  Зв/Бк) и для  $^{60}\text{Co}$  – в виде неизвестных соединений ( $2,9 \cdot 10^{-8}$  Зв/Бк).

Количество радиоактивности от ингаляционного поступления  $I$  определяется как

$$I = X \cdot V,$$

где  $X$  – концентрация радиоактивных веществ в воздухе, интегрированная по времени;  $V$  – мощность дыхания взрослого человека –  $2,7 \cdot 10^{-4}$  м<sup>3</sup>/с.

Концентрация радиоактивных веществ в воздухе, интегрированная по времени  $X$  определяется как

$$X = Q \cdot C, \tag{1}$$

где  $Q$  – величина выброса радиоактивности;  $C$  – коэффициент дисперсии.

Величина выброса радиоактивности  $Q$  определяется как

$$Q = \frac{A \cdot D}{K},$$

где  $A$  – суммарная активность;  $D$  – доля выброса;  $K$  – коэффициент рассеяния.

Величину доли выброса  $D$  при горении принимаем равной единице, исходя из консервативного подхода, что сгорает вся графитовая кладка.

Коэффициент рассеяния  $K$  равен 10 (прорыв из камеры в здание).

Таким образом, величина выброса радиоактивности составит  $1,1 \cdot 10^{13}$  Бк.

Величина коэффициента дисперсии рассчитывается при помощи моделирования. В данном случае применена базовая модель «выброса в постоянный объем». Данная модель предполагает, что:

радиоактивность выбрасывается в ограниченное пространство постоянного объема, в котором находится человек;

радиоактивность мгновенно и равномерно распределяется по всему объему;

концентрация радионуклидов остается постоянной во времени;

облучение человека происходит постоянно на одном уровне, в течение всего периода времени нахождения его в радиоактивном облаке.

С целью расчета коэффициента дисперсии  $C$  для принятой модели определяем, что концентрация радиоактивных веществ в воздухе, интегрированная по времени,

$$X = \frac{Q \cdot t_{expos}}{V},$$

где  $t_{expos}$  – время экспозиции;  $V$  – объем выброса радиоактивности (объем центрального зала). Тогда, исходя из соотношения (1),

$$C = \frac{X}{Q} = \frac{t_{expos}}{V}.$$

Доза, полученная за счет ингаляционного поступления  $E_{inh}$ , будет равна

$$E_{inh} = Q \cdot C \cdot B \cdot e_{inh}.$$

Таким образом, доза, полученная за счет ингаляционного поступления  $E_{inh}$ , будет равна

$$E_{inh} = \frac{Q \cdot t_{expos}}{V \cdot B \cdot e_{inh}} = 17,73 \cdot 10^{-3} \text{Зв}.$$

На основании приведенных расчетов можно сделать вывод о том, что персонал, находящийся в центральном зале в течение 1 мин., получит индивидуальную дозу от внутреннего (ингаляционного) облучения до 17,7 мЗв.

Продукты горения локализируются работой штатных вентиляционных систем с рабочим расходом  $100 \cdot 10^3 \text{ м}^3/\text{ч}$  (полный обмен воздуха происходит за 0,432 ч), при включении всех вентиляторов расход может достигнуть  $300 \cdot 10^3 \text{ м}^3/\text{ч}$ . При штатной схеме работы системы вентиляции средняя концентрация в течение 1 мин. составляет

$$C_{cp} = \frac{C(1 - e^{-N})}{N} = 9,5 \cdot 10^{12} \text{ Бк},$$

где  $N$  – число полных замен воздуха в течение 1 мин.

При этом соответственно доза составит 15,3 мЗв. Данную дозу следует рассматривать как максимально возможную дозу при горении графитовой кладки и работающей вентиляции.

В связи с тем, что система вытяжной вентиляции забирает воздух непосредственно из-под плитного настила, то в основном все продукты горения будут уходить в вытяжную трубу. При выходе всей активности в вытяжную трубу без очистки приземная концентрация в районе административного корпуса станции рассчитывалась с использованием модели распространения по Гауссу, принимая наихудшие условия направления ветра и категории погодных условий  $B$  (средне неустойчивая). При этом доза при вдыхании частиц прямо из дыма будет иметь значение  $2,2 \cdot 10^{-6} \text{Зв}$ .

Коллективная доза персонала определяется из предположения, что на этапе окончательного закрытия на ЧАЭС работает 2500 человек.

$$D_{кол} = 2,2 \cdot 10^{-6} \text{Зв} \cdot 2500 \text{ чел.} = 5,5 \text{ мЗв}.$$

Учитывая, что в зоне отчуждения запрещено проживание населения, а также на основании того, что рассчитанная доза для персонала, находящегося непосредственно в радиоактивном облаке, незначительна (до 0,0022 мЗв), проведение расчетов для оценки радиационных последствий для населения и окружающей среды не требуется.

Для аварий, обусловленных внешними причинами, радиационные последствия будут являться суперпозицией радиационных последствий аварий, перечисленных ранее, и в целом будут незначительными. Для землетрясения, при наихудшем варианте развития аварии (полное разрушение строительных конструкций реакторного отделения энергоблока), произойдет разгерметизация реакторного пространства, ударное воздействие на конструкции реактора (максимальное – в случае разрушения опорных металлоконструкций и строительных конструкций реактора) и выход в помещения блока и окружающую среду радионуклидов, накопленных в конструкциях реактора. В данном варианте основным источником радионуклидов, выброшенных в окружающую среду, будет являться графитовая кладка реактора.

Максимальные радиационные последствия данного варианта развития аварии принимаем равными радиационным последствиям аварии, связанной с возгоранием графитовой кладки, руководствуясь следующими соображениями:

доля выброса при возгорании кладки принималась равной 1 (полное сгорание кладки), тогда как при ударном воздействии доля выброса равна  $5 \cdot 10^{-4}$ ;

вместе с тем время нахождения персонала в радиоактивном облаке будет значительно большим, чем при возгорании кладки (в связи с тем, что при землетрясении с разрушением строительных конструкций блока или попадании летательного аппарата в здание блока, сопровождающегося разрушением строительных конструкций, и взрыва топлива может произойти возникновение пожара). Наихудшим вариантом развития данной аварии будет являться попадание летательного аппарата через кровлю или стены в центральный зал, с последующим нарушением герметичности реакторного пространства (вследствие сопутствующего падения перегрузочной машины или мостового крана) и возгоранием графитовой кладки.

Очевидно, что максимальные радиационные последствия такой аварии будут сходными с последствиями аварии, связанной с возгоранием графитовой кладки. Величина риска для аварии с наибольшими последствиями  $P$  составила  $9,4 \cdot 10^{-7}$ .

### Выводы

Потенциальные аварии при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблока № 2 ЧАЭС на этапе окончательного закрытия не окажут повышенного радиационного воздействия на население.

Перечень организационно-технических и защитных мероприятий, предусмотренных действующей на ЧАЭС эксплуатационно-технической документацией, достаточен для предотвращения аварий, минимизации их последствий и обеспечения защиты персонала, населения и окружающей среды.

Большая часть потенциальных аварий при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблока на этапе окончательного закрытия не приведет к облучению персонала дозами, превышающими предел дозы, установленной действующими в Украине национальными гигиеническими нормативами, а также не приведет к выходу радиоактивных веществ за границы, предусмотренные проектом АЭС в количествах, превышающих нормативные значения.

Аварией с максимальными последствиями для персонала и окружающей среды при снятии с эксплуатации энергоблока на этапе окончательного закрытия будет являться авария, связанная с возгоранием графитовой кладки реактора в результате нарушения правил пожарной безопасности при проведении работ либо вследствие падения летательного аппарата на здание реакторного отделения энергоблока.

В связи с тем, что на этапе окончательного закрытия энергоблока не планируется масштабных работ, связанных с воздействием на конструкции реактора, вероятность аварии, связанной с возгоранием графитовой кладки, можно принять равной  $1 \cdot 10^{-7}$  раз в год.

По консервативным оценкам, последствиями аварии, связанной с возгоранием графитовой кладки (максимально возможной проектной аварии), могут являться:

облучение до пяти человек из числа персонала дозами до 17 мЗв (85 % от годового предела дозы – в основном ингаляционной);

дополнительное ингаляционное облучение всего персонала, находящегося в пределах площадки, коллективной дозой до 5,5 мЗв;

выход в окружающую среду, вместе с продуктами горения, радиоактивных веществ суммарной активностью до  $1,1 \cdot 10^{14}$  Бк;

увеличение уровня риска для персонала в результате максимальной аварии составит  $9,4 \cdot 10^{-7}$  смертей/год.

На основании выполненных расчетов и проведенного анализа рекомендуются следующие мероприятия по снижению риска возможных аварий при проведении работ по снятию с эксплуатации:

- удаление с энергоблока высокоактивных изделий;
- освобождение от рабочих сред (с очисткой от иловых отложений) бассейнов выдержки;
- демонтаж и удаление из центрального зала перегрузочной машины и мостовых кранов;
- сокращение количества сгораемых материалов, находящихся на блоке.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Анализ* расчета активности конструкций реактора первого блока Чернобыльской АЭС на этапе вывода его из эксплуатации / Б. К. Былкин, Ю. А. Неретин, А. В. Носовский и др. // Ядер. и радиацион. безопасность. – К., 2000. – Т. 3, вып. 1. – С. 44–50.
2. *Комплексное* инженерное и радиационное обследование энергоблока № 1 Чернобыльской АЭС / А. В. Носовский, В. Р. Рылов, В. А. Сейда и др. // Наук. та техніч. аспекти міжнар. співробітництва в Чорнобилі: Зб. наук. ст. – Славутич: Укратомвидав, 2000. – Вип. 2. – С. 165–177.
3. *Неретин Ю. А., Сейда В. А., Носовский А. В.* Итоги комплексного инженерного и радиационного обследования энергоблока № 1 Чернобыльской АЭС // Наукові та технічні аспекти міжнародного співробітництва в Чорнобилі: Зб. наук. ст. – К.: Вища школа, 2001. – Вип. 3. – С. 117–122.
4. *Носовский А. В.* Закрытие Чернобыльской АЭС и перспективы развития атомной энергетической отрасли Украины // Проблемы Чернобиля. – 2001. – Вип. 7. – С. 6–22.
5. *Носовский А. В.* Некоторые актуальные вопросы управления сроком службы атомных электрических станций // Проблемы Чернобиля. – 2002. – Вип. 11. – С. 132–141.
6. *Общие* положения обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских реакторов (НП 306.2.02/1.004-98).
7. *Расчет* наведенной активности и радиационных характеристик конструкций реактора энергоблока №2 Чернобыльской АЭС: Итоговый отчет по НИР. – СО МЧЦ. – 2002.
8. *Вимоги* до структури та змісту звіту з аналізу безпеки зняття з експлуатації атомних електростанцій і дослідницьких ядерних реакторів. Норми та правила з ядерної та радіаційної безпеки. НП 306.3.02/3.040-2000. – К.: Мінекоресурсів України, 2000. – 9 с.
9. *Носовський А. В., Скрипов О. Є., Толстоногов В. К.* Підготовка Чорнобильської АЕС до виведення енергоблоків з експлуатації // Бюл. екол. стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – Чорнобиль: Чорнобильінтерінформ, 2000. – № 15. – С. 21–24.
10. *Носовський А. В., Осолков Б. Я., Толстоногов В. К.* Зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС. Аналіз досвіду // Там же. – 2001. – № 17. – С. 43–50.
11. *Розрахунковий* аналіз графітової кладки реактора 2-го енергоблока Чорнобильської АЕС після його остаточної зупинки / Д. Г. Бобро, Ю. О. Неретін, А. В. Носовський та ін. – К.: Наук. вісті НТУУ «КПІ». – 2002. – № 2 (22). – С. 10–21.

Поступила в редакцию 15.06.05

## **1 АНАЛІЗ ПОТЕНЦІЙНИХ АВАРІЙ ПРИ ЗНЯТТІ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС ІЗ РЕАКТОРАМИ РБМК**

**А. В. Носовський, В. Р. Рілов, В. О. Сейда**

Розглянуто потенційно можливі аварії при проведенні робіт по зняттю з експлуатації енергоблока АЕС із реактором РБМК, зроблено аналіз та оцінку їх наслідків для персоналу, населення й навколишнього середовища на прикладі енергоблока № 2 Чорнобильської АЕС. Дані цього дослідження можуть бути використані як методична основа для розробки звітів з аналізу безпеки при знятті з експлуатації об'єктів атомної енергетики та розробки заходів щодо оптимізації системи радіаційного контролю на енергоблоках АЕС, що знімаються з експлуатації.

## **1 THE ANALYSIS POSSIBLE EVENTS OF AN EMERGENCY DURING DECOMMISSIONING WORKS OF THE NUCLEAR POWER PLANT'S UNIT WITH RBMK REACTOR**

**A. V. Nosovsky, V. R. Rylov, V. O. Seyda**

There have been examined possible events of an emergency, which could take place during decommissioning works of the Nuclear Power Plant's Unit with RBMK reactor. Analysis and estimate their consequences for personnel, population and environment have been provided by the example of Unit # 2 of Chernobyl NPP. Experimental data could be used as a methodical basis to development of the safety analysis report and optimization arrangements of the radiation control system for the decommissioning of the Nuclear Power Plant's Units.

---

**12. Сведения об авторах:**

1. Носовский Анатолий Владимирович, доктор технических наук, руководитель отделения

Института проблем безопасности атомных электрических станций НАН Украины.

Тел. (044) 452-27-00, факс: (044) 452-89-90, e-mail: nos[@sstc.kiev.ua](mailto:)

2. Рылов Василий Рудольфович, ведущий инженер отделения снятия с эксплуатации АЭС

Института проблем безопасности атомных электрических станций НАН Украины.

Тел/факс: (04479) 2-27-48, e-mail: rylov@chornobyl.net

3. Сейда Валерий Александрович, ведущий инженер отделения снятия с эксплуатации АЭС

Института проблем безопасности атомных электрических станций НАН Украины.

Тел: (04479) 4-32-65, e-mail: pto@chnpp.atom.gov.ua