

верхности и в глубине описанного выше слоя над схемой ОР свидетельствуют о присутствии в нем значительного количества топлива. В то же время температура поверхности слоя совпадает с температурой окружающей его среды, а зарегистрированные там же нейтронные потоки невелики ( $\sim 10^2 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ), что наряду с указанными фактами также говорит о подкритичности рассматриваемого слоя.

Результаты модельных расчетов дают основание сделать вывод о том, что возникновение самоподдерживающейся цепной реакции в топливе, находящемся в слое над ОР, невозможно. Все полученные до сих пор данные о состоянии скоплений топлива, находящихся под свежим бетоном на полу подреакторного помещения, также свидетельствуют об их подкритичности. Как показывают расчеты, потенциально опасным могло бы здесь быть скопление топлива с малым выгоранием при специфических условиях (окружение хорошим отражателем, полное насыщение водой и др.), для образования которых нет никаких видимых возможностей.

Ядерную безопасность топлива определяли и экспериментально различными методами, в том

числе и прямым измерением подкритичности. В последнем случае в топливную массу с помощью импульсного источника инжектировали нейтроны и по времени спада их потока после инъекции находили разнотяжающие свойства среды. Вся совокупность накопленной информации однозначно свидетельствует о том, что топливо находится в глубоко подкритическом состоянии.

**Заключение.** Уроки аварии на Чернобыльской АЭС должны быть максимальным образом использованы при критическом рассмотрении как планов развития ядерной энергетики, так и мер обеспечения ее безопасности. В этом деле большую роль должны сыграть работы, проводимые на объекте «Укрытие», позволяющие более точно восстановить процесс развития большой аварии, поведение топлива и строительных конструкций в экстремальных условиях. Накапливается опыт создания систем контроля и диагностики, оповещения и принятия решений для запроектных аварий, создается банк данных.

В заключение авторы приносят благодарность всем участникам работ по диагностике объекта «Укрытие».

Поступила в Редакцию 6.07.89

УДК 621.039.58.001.2

## Количественная оценка риска в ядерной энергетике

БОЛДЫРЕВ В. М., ИВАНОВ Е. А., ХАМЬЯНОВ Л. П.

Атомная станция как источник облучения в случае аварийных ситуаций представляет определенный риск для проживающего вблизи нее населения. Важное значение с точки зрения реакции общественного мнения на развитие ядерной энергетики приобретает количественная оценка этого риска. Только такая оценка, выполненная при консервативных исходных данных, позволяет сделать вывод об ее социальной приемлемости. В методологии оценки предполагается, что реакторы сконструированы таким образом и обладают такими внутренними нейтронно-физическими свойствами, что аварии вследствие неконтролируемого роста мощности реактора исключаются полностью. Атомные станции, реакторы которых не имеют этих свойств, являются социально неприемлемыми ввиду чрезмерно большого материального и морального ущерба для общества при аварии. Все другие типы аварий, включая расплавление активной зоны реактора и разгерметизацию защитной оболочки, рассматриваются как принципиально возможные с некоторой вероятностью. Важно также, что все аварийные ситуации имеют вероятностный характер в течение всего периода эксплуатации атомной станции. Это относится также и к возможным неправильным действиям персо-

нала, приводящим либо к авариям, либо усугубляющим аварийную ситуацию.

Сделанное принципиальное ограничение в типах возможных аварийных ситуаций позволяет сформулировать уже и некоторые общие соображения о характеристиках радиоактивных выбросов. Очевидно, что выбросы в этих случаях будут происходить на высоту 50—100 м, так как парогазовая радиоактивная смесь истекает через неплотности сооружений реакторного блока. Изотопный состав радиоактивности в парогазовом выбросе будет состоять (даже при расплавлении активной зоны реактора) в основном из радиоактивных инертных газов (ксенона, криптона) и летучих радионуклидов (иода, цезия, рубидия). Значительных выбросов других радионуклидов в рассматриваемых аварийных ситуациях не будет, и в дальнейшем анализе их вкладом в облучение населения можем пренебречь.

Средняя приведенная на один блок годовая коллективная доза облучения населения, расположенного на расстоянии возможного влияния аварийных выбросов атомных станций, оценивается при некоторых предположениях о распределении выбросов и на основе использования определенной зависимости между частотой и значением выбро-

цих к ней  
хем Е, Л  
ходящихся  
— бетонная  
арораспре-  
— коридор

нейтронов

подреак-  
ыми мас-  
плиты де-  
сыпучую  
гаросброс-  
в составе  
рой  $\text{SiO}_2$ ,  
ительного

к началу  
ледований  
состоянии  
омещений.  
с 1986 г.  
и объекта  
онотонный  
и радиоак-  
тественны-  
итать, что  
в подкри-  
ступление  
результате  
пасных от-  
ния на по-



сов, уже бывших на действующих блоках. Последняя зависимость является экспериментальной основой развиваемой методологии оценки.

Риск рассчитывается как отношение смертельных исходов от оцененной коллективной дозы к количеству людей, проживающих на расстоянии вблизи выбросов станции. Ввиду того, что аварийные выбросы радиоактивности на действующих станциях сравнительно редки (принцип малой статистики), оценки отражают лишь первое приближение риска и по мере накопления данных будут уточняться. Однако и такая оценка позволяет сделать серьезные выводы об условиях социальной приемлемости этой отрасли.

**Среднегодовой приведенный аварийный выброс активности.** Итак, исходной предпосылкой для оценки среднего приведенного годового выброса радиоактивности является общее предположение, что аварии с конкретным выходом активности во внешнюю среду случаются с определенной частотой, причем аварии с большим радиоактивным выбросом происходят реже. Требуемая форма этой зависимости может быть достигнута принятием заданных конструктивных решений реактора и всего блока, а также конструкцией и качеством изготовления оборудования станции. Использование в практических оценках данных о частоте и характере уже происшедших аварий позволяет получить необходимые параметры для построения конкретной функции «радиоактивный выброс — частота аварий».

Рассмотрим сначала некоторый идеальный случай одиночного блока АЭС, способного работать бесконечно долго. С точки зрения радиационной опасности для населения и окружающей среды поведение такого блока во времени будет подчиняться определенным статистическим закономерностям. Будем считать, что радиационная опасность блока АЭС характеризуется значением активности газоаerosольного выброса в окружающую среду. Не нарушая общности рассуждения, ограничимся (для простоты) возможностью поступления в окружающую среду одного ( $i$ -го) радионуклида. В этом случае фазовое пространство радиоактивных выбросов для блока АЭС вырождается в числовую ось  $0 - q -$  ось выбросов.

Обозначим посредством  $\Delta q$  некоторый малый участок фазовой оси, соответствующий аварийному выбросу  $q > 0$  ( $q \gg \Delta q$ )\*. Пусть  $n(q, T)$  есть та часть общего числа аварий  $N(T)$  на блоке АЭС, проработавшем большой период времени  $T$ , в результате которой выброс радионуклидов в окружающую среду произошел в данном участке  $\Delta q$  оси выбросов. При неограниченном увеличении полного времени  $T$  отношение  $n(q)/T$  стремится

к некоторому пределу

$$\omega(q) = \lim_{T \rightarrow \infty} n(q, T)/T. \quad (4)$$

Эту величину можно, очевидно, рассматривать как интенсивность аварии на блоке АЭС, при которой выброс радионуклидов в окружающую среду будет находиться в пределах указанного участка  $\Delta q$  оси выбросов.

Обозначим через  $q_0$  максимально возможный аварийный выброс  $i$ -го радионуклида в окружающую среду, являющийся крайней правой границей участка  $\Delta q_0$ . С учетом сделанного предположения об обратной зависимости между интенсивностью аварии и количеством выброса радионуклидов в окружающую среду можно заключить, что интенсивность аварийного выброса в пределах участка  $\Delta q_0$  оси выбросов минимальна. С учетом формулы (4) можно определить ожидаемую интенсивность такой аварии:

$$\omega(q_0) = 1/T_0, \quad (2)$$

где  $T_0$  — ожидаемый период времени между двумя авариями с максимальным выбросом.

Естественно, что  $T_0$  определяется надежностью оборудования и квалификацией персонала АЭС.

Очевидно, что число аварий на блоке АЭС с выбросом радионуклидов в окружающую среду в пределах любого участка аварии  $\Delta q$  оси выбросов за этот же период времени  $T_0$  будет тем больше, чем левее участок  $\Delta q$  расположен относительно участка  $\Delta q_0$ . При этом ожидаемое число аварий с выбросом радионуклидов в окружающую среду в пределах участка  $\Delta q$  оси выбросов за  $T_0$  составит

$$n(q) = \omega(q) T_0. \quad (3)$$

В соответствии с принятыми условиями постулируем следующую зависимость между выбросом в пределах участка  $\Delta q$  и числом аварий, приводящих к такому выбросу за  $T_0$ :

$$q = q_0 \exp(-\alpha [n(q) - 1]), \quad (4)$$

где  $\alpha$  — неизвестный параметр, подлежащий определению и характеризующий качество работы эксплуатируемого блока с учетом квалификации персонала. В дальнейшем будем полагать, что для каждого типа блоков (ВВЭР-440, -1000, РБМК-1000, -1500)  $\alpha$  имеет определенное постоянное значение.

Решая уравнение (4) относительно  $n(q)$ , будем иметь

$$n(q) = 1 + 1/\alpha \ln(q_0/q). \quad (5)$$

Суммарный аварийный выброс рассматриваемого радионуклида за  $T_0$  определяется так:

$$Q = q_0 \sum_{\Delta q} n(q) \exp(-\alpha [n(q) - 1]), \quad (6)$$

где суммирование ведется по всем участкам  $\Delta q$  оси выбросов. Если дополнительно принять, что

\* Так как в режиме нормальной эксплуатации  $q \leq \text{ПДВ}$ , то, перенося начало координат на фазовой оси в точку  $q = \text{ПДВ}$ , получим, что значения  $q > 0$  соответствуют аварийному состоянию блока АЭС.



ширина участка  $\Delta q$ , для которой определено  $n(q)$  по формуле (5), пропорциональна  $q$ , причем

$$\Delta q/q = -\alpha, \quad (7)$$

то нетрудно убедиться, что последовательность величин  $\{n(q)\}$  будет представлять собой последовательность натуральных чисел. Тогда с учетом предположений (4) и (7) суммарный аварийный выброс радионуклида за  $T_0$  можно записать, переходя к суммированию по  $n(q)$ , в виде

$$Q = q_0 \sum_{n=1}^{\infty} n \exp[-\alpha(n-1)] = q_0 [1 - \exp(-\alpha)]^{-2}. \quad (8)$$

Ожидаемый средний аварийный выброс радионуклида в окружающую среду в единицу времени (например, за год) от всех возможных аварий составляет

$$Q_{\text{ср}} = Q/T_0 = q_0/T_0 [1 - \exp(-\alpha)]^2. \quad (9)$$

Таким образом, интенсивность радиоактивного загрязнения окружающей среды зависит от  $\alpha$  и  $T_0$ . Связь между параметром  $\alpha$  и  $T_0$  функциональная. В предположении, что распределение по времени появления аварии с выбросом радионуклида подчиняется экспоненциальному закону, можно показать, что для небольших радиационных аварий, у которых  $q \ll q_0$ ,

$$\alpha = \tau_q/T_0 \ln(q_0/q),$$

где

$$\tau_q = T_0/n(q). \quad (10)$$

Попытаемся определить количественно необходимые параметры.

Исследованиями оценено, что авария с расплавлением активной зоны реактора может случиться один раз в 20—50 тыс. лет в расчете на один блок. В нашем случае это соответствует  $T_0$  при  $n = 1$ .

Для оценки  $\alpha$  воспользуемся следующими соображениями. В практике работы АЭС уже случались аварии со значительным выбросом радионуклидов ( $q \gg \text{ПДВ}$ ) в окружающую среду. Если мы знаем из анализа аварии активность выброса радионуклида, а также суммарное число реакторо-лет работы блоков данного типа к моменту аварии, то с помощью выражения (10) можно оценить  $\alpha$ . Действительно, на Ровенской АЭС произошла авария в 1982 г. с выбросом 17 Ки  $^{131}\text{I}$  при содержании его в топливе активной зоны реактора  $\sim 3,2 \cdot 10^7$  Ки. Аналогичные блоки на других АЭС к моменту аварии проработали около 280 реакторо-лет. Это первая за это время авария с выбросом  $\approx 17$  Ки  $^{131}\text{I}$ . Следовательно, в качестве оценки среднего времени между двумя последовательными авариями, подобными аварии на Ровенской АЭС, можно принять  $\tau_q = 280$  лет.

Значения  $T_0 = 20\text{—}50$  тыс. лет и  $\tau_q = 280$  лет (для  $q \approx 17$  Ки) приводят к следующему диапазону значений параметра:

$$\alpha = 0,08\text{—}0,2. \quad (11)$$

Сделанные оценки  $T_0$  и  $\alpha$  позволяют вычислить средний приведенный годовой выброс активности  $i$ -го радионуклида от одного блока АЭС в окружающую среду по формуле (9). Термин «приведенный» имеет смысл только для формализации радиационных последствий аварий, рассчитываемых в среднем на один год. В действительности, конечно, на конкретном блоке АЭС могут случиться в течение года лишь определенные конкретные аварии, а не все возможные со своим приведенным годовым вкладом. Однако если бы однотипных блоков АЭС было очень много ( $n_{\text{бл}} = 10^5$ ), то в течение года на этом множестве блоков реализуются все возможные аварии с соответствующим весом. Действительно, функция статистического распределения состояний одного блока АЭС за бесконечный период времени совпадает с функцией статистического распределения состояний бесконечно большого числа однотипных блоков АЭС для любого периода времени. По этой причине в случае конечного числа однотипных блоков АЭС, равного  $K$ , средний приведенный годовой выброс активности  $i$ -го радионуклида в окружающую среду составит

$$Q_h = K Q_{\text{ср}} = q_0 K/T_0 [1 - \exp(-\alpha)]^{-2}. \quad (12)$$

Для принятого диапазона значений параметра [см. формулу (11)] с достаточной для практики точностью (ошибка менее 1%) формулу (12) можно записать в виде

$$Q_h = q_0 K/T_0 \alpha^2. \quad (13)$$

В качестве верхней оценки для  $q_0$  можно принять произведение активности  $i$ -го радионуклида, накопленного в активной зоне ядерного реактора, на долю утечки в атмосферу этого радионуклида при расплавлении активной зоны реактора с последующим повреждением систем локализации и разрушением защитной оболочки (если она имеется) вследствие превышения давления.

**Оценка коллективной дозы облучения и радиационных последствий облучения населения.** Соотношение (13) позволяет оценить истечение активности по каждому радионуклиду для последующего определения коллективной дозы облучения. В расчетах учитывается доза внешнего облучения от радиоактивного блока, внутреннего облучения от инкорпорированных в организме радионуклидов при вдыхании и внешнего облучения от осевших на поверхности почвенно-растительного покрова радионуклидов в течение всей жизни человека.

Для оценки коллективной дозы в терминах эффективной эквивалентной дозы учитывается доза при ингаляции радиоактивного  $^{131}\text{I}$  и доза внешнего облучения от осевшего на землю  $^{137}\text{Cs}$ . Отметим, что эффективная эквивалентная доза облучения щитовидной железы за счет ингаляции йода при прохождении радиоактивного облака состав-



Количественная оценка риска при различном качестве работы эксплуатируемого блока

$\alpha$	$T_0$ , год	Среднегодовой выброс активности	Коллективная доза, чел-бэр	Расстояние от АЭС, где доза $\leq 10$ мбэр/год, км	Дополнительное число единиц смертей на один блок в год	Риск, год <sup>-1</sup>
0,07	$5,7 \cdot 10^4$	$3,8 \cdot 10^{-3} q_0$	$6,5 \cdot 10^4$	50	8,1	$5,0 \cdot 10^{-6}$
0,1	$4,0 \cdot 10^4$	$2,8 \cdot 10^{-3} q_0$	$4,8 \cdot 10^4$	40	6,0	$4,5 \cdot 10^{-6}$
0,2	$2,0 \cdot 10^4$	$1,5 \cdot 10^{-3} q_0$	$2,5 \cdot 10^4$	30	3,2	$3,4 \cdot 10^{-6}$

ляет около 10% полной коллективной дозы. Таким образом, в рассматриваемой модели оценки риска населения наибольший вклад дает внешнее облучение от осевшего на землю радиоактивного цезия в течение периода жизни человека на этой территории. В таблице приведены сведения, рассчитанные с использованием данных о выходе радиоактивного йода при аварии на Ровенской АЭС, а также при задании различных значений параметра  $\alpha$ . Представляется, что для конструкции и качества оборудования современных атомных станций  $\alpha$  находится вблизи этих значений.

Коллективная доза оценивалась для средней плотности населения вокруг АЭС 50 чел. на 1 км<sup>2</sup>. Очевидно, что основная доза облучения приходится на население, проживающее на определенном удалении от станции. В качестве контрольного значения для оценки этого удаления было принято 10 мбэр/год индивидуального облучения, которое предполагается принять как минимально регистрируемый уровень облучения. В таблице, кроме расстояния, приведен среднегодовой радиоактивный выброс, выраженный через наибольшее содержание изотопа в реакторе  $q_0$ . В конечном итоге облучение населения связано с дополнительным количеством смертельных исходов от рака, среднегодовые оценки которых и соответственно риск проживающего вблизи АЭС населения также указаны в таблице.

Как показывает анализ таблицы, риск для населения от ядерной энергетики при консервативных предположениях относительно возможных аварийных последствий является социально приемлемым (см. Уивер Д. Риск от аварии на АЭС с легководными реакторами. — В кн.: Безопас-

ность ядерной энергетики. М.: Атомиздат, 1980, с. 114).

Полученная оценка базируется на опыте работы действующих станций. С повышением безопасности за счет более современных технических средств и улучшения подготовки персонала (увеличение параметра  $\alpha$  в модели) коллективная доза на население и риск снижаются.

Оценка, как уже говорилось, касается ядерной энергетики в целом. На конкретном блоке АЭС могут произойти в течение года лишь определенные аварии с соответствующей вероятностью. В принципе может произойти и авария с максимальным выходом радионуклидов  $q_0$ . Как видно из таблицы, это означает по сравнению со средним значением повышение выброса для данного конкретного случая в 250—600 раз. При таком выбросе активности на выбранной границе вместо 10 мбэр/год живущее там население получит до 2,5—6 бэр/год. Естественно, это уже большая доза, но и она меньше предела необходимости эвакуации, который определен в 10 бэр. Заметим, что такой случай даже в принятой нами оценке происходит один раз в 20—50 тыс. лет, но как всякое случайное событие может произойти и завтра.

Таким образом, приведенное в таблице расстояние, на котором средняя доза на население не превышает 10 мбэр/год, может служить некоторым обоснованием удаленности атомных станций от больших городов. Накопление информации о частоте и численном значении радиоактивных выбросов при инцидентах на атомных станциях позволяет в рамках развитой методологии уточнять риск населения от ядерной энергетики.

Поступила в Редакцию 28.08.89