

Б.А. Галушкин¹, С.В. Горбунов², В.Н. Ключков¹, В.И. Рубцов¹, А.А. Молоканов¹**МЕТОДИЧЕСКИЙ АППАРАТ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ ТИПОВЫХ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ НА АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР ПРИ ПЛАНИРОВАНИИ И ПРОВЕДЕНИИ ЗАЩИТНЫХ МЕРОПРИЯТИЙ ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ**

1. Федеральный медицинский биофизический центр им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва. E-mail: bag1350@mail.ru;
 2. ВНИИ по проблемам гражданской обороны и чрезвычайных ситуаций МЧС России (Федеральный центр науки и высоких технологий), Москва.

Б.А. Галушкин – в.н.с., д.т.н., проф.; С.В. Горбунов – г.н.с., д.т.н.; В.Н. Ключков – в.н.с., д.т.н.; В.И. Рубцов – зав.лаб., д.т.н.; А.А. Молоканов – в.н.с., к.т.н.

Реферат

Цель: Разработать простой методический аппарат для построения типовых сценариев развития запроектных аварий и оценки выбросов радиоактивных веществ на АЭС с реакторами ВВЭР при планировании и проведении защитных мероприятий для населения.

Материал и методы: Для построения типовых сценариев и модели выброса радионуклидов в окружающую среду в случае аварии использованы литературные экспериментальные данные по выходам радиоактивных веществ из топлива при его нагреве и плавлении, разрушении оболочек твэлов, использовании технических средств улавливания радиоактивных веществ в защитной оболочке реактора (сплинклерная система) и особенности их поведения в защитной оболочке (осаждение, сорбция и др.).

Результаты: Разработан математический аппарат для количественной оценки величины выбросов радиоактивных веществ на АЭС с реакторами ВВЭР в зависимости от времени для дозообразующих радионуклидов при мгновенном разрыве охлаждающих трубопроводов при наличии отказа систем безопасности АЭС. Величина выброса каждой детерминированной аварии соответствует уровню 4–7 шкалы INES. Выходы радионуклидов в окружающую среду вычислялись при следующих физико-химических процессах: нагревание и плавление топлива, разгерметизация оболочек твэлов, поведение радионуклидов в защитной оболочке (осаждение и др.), работа технических средств обеспечения радиационной безопасности и конструктивные неплотности сооружения. В качестве примера приведена оценка выброса радионуклидов в окружающую среду в зависимости от времени для 5-го уровня аварии шкалы INES.

Заключение: Методический аппарат может использоваться при построении типовых сценариев развития запроектных аварий и оценки выбросов радиоактивных веществ на АЭС с реакторами ВВЭР при планировании и проведении защитных мероприятий для населения и проведении аварийных учений и тренировок.

Ключевые слова: запроектные аварии, радионуклиды, реакторы ВВЭР, сценарии, твэлы, температура, плавление, выброс
 Поступила: 08.10.2018. Принята к публикации: 01.11.2018

Введение

Исчерпывающий анализ запроектных аварий является сложной проблемой, связанной с разработкой алгоритмов и вычислительных программ (кодов), адекватно описывающих многочисленные физико-химические процессы, происходящие при аварии на АЭС, а также с постановкой экспериментов на специально создаваемых крупномасштабных стендах [1, 2].

Неопределенности физико-химических параметров исходных данных для точного расчета поведения радиоактивных веществ (РВ) при повышении температуры активной зоны (АЗ) в помещениях АЭС приводят к существенным ошибкам в определении величин выброса РВ в атмосферу, которые, в свою очередь, зависят от сценария развития аварии во времени и исходных событий, вызвавших данную аварию. Поэтому в разработке возможных типовых сценариев развития запроектных аварий целесообразно использовать детерминированный подход, как это принято при установлении исходных событий проектных аварий. Кроме того, при разработке перечня аварий целесообразно использовать логарифмическую шкалу уровней аварий INES, рекомендованную МАГАТЭ, в которой каждый сценарий соответствует определенному уровню шкалы [3]. При этом следует заметить, что реально каждая авария идет по своему непредсказуемому развитию (ЧАЭС, Фукусима и др.)

Анализ исходных событий показывает, что наиболее тяжелые аварии могут произойти при потере тепло-

носителя в системе охлаждения реактора и при полной потере электроснабжения.

Методический аппарат для расчетов

РВ из АЗ реактора поступают в помещения АЭС, а затем в окружающую среду. Вторичная утечка активности из помещений АЭС в окружающую среду зависит от первичной утечки РВ из АЭС (разрушения оболочек твэлов, выхода радионуклидов из топлива и др.), наличия защитной оболочки (ЗО), поведения технических удерживающих барьеров и естественных процессов сорбции, седиментации аэрозолей на ограждающих конструкциях и т.д.

Скорость изменения активности A радионуклидов в оболочке определяется следующим выражением:

$$\frac{dA}{dt} = -\lambda_1 A - \lambda_2 A - \lambda_3 A + p(t) \quad (1)$$

где: λ_1 – постоянная утечки воздуха через неплотности из герметичных помещений в окружающую среду, с^{-1} ; λ_2 – постоянная выведения радионуклидов из герметичных помещений техническими средствами, с^{-1} ; λ_3 – постоянная выведения радионуклидов из герметичных помещений в результате естественных процессов, например, распада, конденсации и т.д., с^{-1} ; $p(t)$ – скорость поступления в результате первичной утечки РВ из АЗ, Бк/с.

Исходя из этих физико-химических процессов, активность выброса в атмосферу можно определить следующим образом:

Таблица 1

Выходы радионуклидов из расплавленного топлива, %

№ группы	1	2	3	4	5	6	7
Группа радионуклидов	Xe, Kr	I, Br	Cs, Rb	Sr, Ba	Te, Se	Ru, Tc	Zr, Nb, Ce
Авария	100	60	60	5	30	0,3	0,3
Разрушение	100	100	100	27	79	3	1,7

$$A_{в} = \sum A_{vi} = \sum A_i [e_{i0}(T^0)f_i(T^0) + e_{i1}(T^0) + e_{i2}(T^0)n] \alpha_t [1 - e^{-t(\lambda_{pi} + \lambda_{oi} + \lambda_{ci})}] \quad (2)$$

где: A_{vi} – активность выброса его радионуклидов в атмосферу, Бк; $e_{i0}(T^0)$ – коэффициент выхода i -го радионуклида из топлива под оболочку твэла; A_i – активность i -го радионуклида в топливе, Бк; $f_i(T^0)$ – коэффициент выхода i -го радионуклида из-под оболочки твэла при разгерметизации; $e_{i1}(T^0)$ – выход i -го радионуклида из топлива при его нагреве; $e_{i2}(T^0)$ – выход i -го радионуклида из расплава топлива; n – доля оплавленных твэлов в АЗ; α_t – скорость утечки активности за сутки из объема герметичных помещений; $\lambda_{pi} + \lambda_{oi} + \lambda_{ci}$ – постоянные радиоактивного распада, выведения осаждением в герметичных помещениях и в спринклерной (промывочной) системе i -го радионуклида соответственно, c^{-1} .

Накопление РВ в зазоре твэла представляет собой потенциальную утечку радионуклидов в помещения станции и окружающую среду и значительно зависит от срока службы рассматриваемого твэла в реакторе, а также от миграционных свойств различных продуктов деления в топливе (скорость диффузии, летучесть, химические свойства и т.д.). При этом активность в зазоре твэла не превышает 0,3 % от величины активности радионуклида в самом твэле.

Все основные радионуклиды обычно подразделяют по их физико-химическим свойствам на семь групп и оценивают выход каждой их группы из расплавленного топлива (табл. 1) [4]. При этом выход из-под оболочек твэлов при их разгерметизации принимается равным 100 % для инертных радиоактивных газов (ИРГ) и йода, 30 % – для легколетучих и не более 1 % – для малолетучих радионуклидов (рис. 1).

В зависимости от температуры продукты деления, аккумулированные в АЗ, выходят в помещения станции посредством различных физических процессов. Таким образом, различается утечка РВ в результате

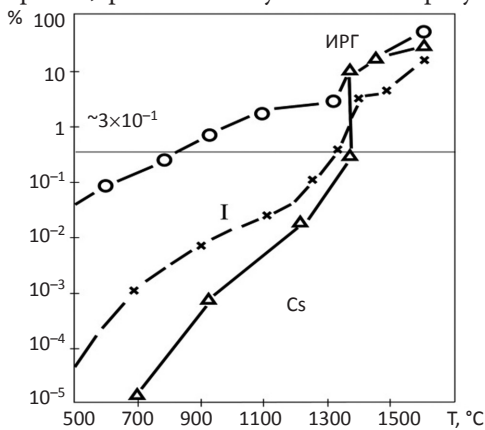


Рис. 1. Доли криптона (---), йода (--x--) и цезия (-Δ-), выходящих из топлива при его нагреве в % от содержания в твэлах; — выход из под оболочек твэлов

разгерметизации твэлов (выход продуктов деления из оболочек твэлов), нагрева и плавления, в т.ч. испарения и окисления продуктов деления топлива в АЗ. Оболочка твэлов разрушается при повышении температуры в АЗ до 800–1000 °C. Выход продуктов деления происходит под действием внутреннего давления под оболочкой твэла, которое возрастает с выгоранием топлива. Разрушение оболочки зависит от скорости повышения температуры, внутреннего давления газа и свойств материала оболочки. Выход из твэлов начинается примерно через 10–20 с после пережога твэлов и носит статистический характер из-за большого количества отдельных топливных стержней и неравномерности распределения температуры в АЗ. Величина активности, выходящей из разрушенных твэлов, зависит от двух факторов: количества продуктов деления, вышедших во время нормальной эксплуатации из топлива в зазор твэла, и доли накопленных продуктов деления в зазоре под оболочкой твэла во время развития аварии.

По мере дальнейшего увеличения температуры в АЗ реактора происходит увеличение выхода продуктов деления из топлива. Так, в интервале температур 1350–1400 °C наблюдается резкий скачок (с 0,3 до 10 %) выхода основных дозообразующих радионуклидов от полного содержания их в АЗ.

Оценки показывают [4–6], что при средней температуре АЗ 1200 °C в результате неравномерности выделения энергии в АЗ более 50 % твэлов будут иметь температуру до 1400 °C. Такому перегреву зоны соответствует не только повышенный выход ИРГ, галогенов и легколетучих радионуклидов, но и расплавление около 1 % наиболее энергонапряженных твэлов.

В отличие от выхода радионуклидов через оболочки твэлов, выход активности из расплавленного топлива происходит непрерывно и пропорционально количеству образующегося расплава топлива в АЗ реактора. Причиной этого является более высокая скорость диффузии продуктов деления в расплавленном топливе. Дальнейшее повышение температуры до 2400–2600 °C приводит к полному расплаву топлива, разрушению корпуса реактора и взаимодействию расплава топлива с бетоном. Относительная скорость выхода активности радионуклидов из АЗ реактора в зависимости от времени после начала аварии с быстрой потерей теплоносителя приведена на рис. 2.

Особенностью выхода активности является кратковременная утечка из поврежденной оболочки твэла (рис. 3). К ней примыкает промежуточная фаза с незначительной утечкой, во время которой еще испаряется теплоноситель в реакторе корпуса. Со временем АЗ нагревается до температуры разрушения. Плавление топлива уже начинается через 15–20 мин после начала аварии при средней температуре АЗ 1200 °C. При дальнейшем повышении температуры начинается утечка

радиоактивности в результате расплавления топлива (вплоть до температуры 2400–2600 °С), при которой практически полностью выходят инертные газы и галогены. После окончания процесса плавления утечка из топлива переходит в медленно протекающую фазу испарения и окисления. Выход активности снижается с увеличением времени после окончания расплавления АЗ. В более поздней фазе из расплава выходит остаточная активность ИРГ и галогенов путем испарения, протекающего относительно медленно, так что полная активность определяется радиоактивным распадом радионуклидов. Максимальная активность в ЗО ожидается не ранее, чем через час после начала аварии.

Из-за более высоких температур кипения тяжелые летучие и малолетучие продукты деления выходят в меньшем количестве постепенно по мере увеличения температуры АЗ. На рис. 4 это показано на примере радионуклидов цезия и йода.

Состояние ЗО во время аварийной ситуации оказывает решающее влияние на величину утечки активности и, таким образом, определяет радиационное воздействие на окружающую среду. Самым неблагоприятным случаем было бы полное разрушение оболочки уже на ранней фазе развития аварии в результате пароводородного взрыва. Однако этот случай маловероятен при аварии и возможен, скорее, только при активном внешнем воздействии на реактор. При аварии значительно более вероятным является частичное нарушение герметичности оболочки в связи с выходом из строя уплотнений на вводах, возникновением трещин в оболочке или выходом из строя запирающей газы арматуры и обрывом коммуникаций в результате термических и механических перегрузок. Проектное значение утечки при максимальной проектной аварии для ВВЭР-440 составляет 1 % в сутки от объема оболочки.

Утечка летучих и малолетучих продуктов деления из ЗО в окружающую среду существенно зависит от процессов переноса продуктов деления, выходящих из АЗ. При этом скорость утечки активности снижается на порядки величины благодаря химическим и физическим процессам. Важнейшие естественные механизмы снижения – это конденсация, осаждение, промывка, адсорбция и радиоактивный распад продуктов деления в ЗО. В зависимости от физического и химического состава отдельных продуктов деления влияние этих процессов различно, поэтому при рассмотрении утечки из ЗО рассматриваются отдельно группы радионуклидов с одинаковыми физико-химическими свойствами, определяющими уменьшение их активности (табл. 1).

Уменьшение величины активности ИРГ в ЗО происходит из-за их химических свойств лишь в результате их радиоактивного распада при медленной утечке в окружающую среду. Активность других радионуклидов, находящихся в объеме ЗО, со временем снижается еще и в результате оседания на внутреннюю поверхность ограждающих конструкций и работы специальных технических систем. Точные количественные данные относительно доли осаждаемых продуктов деления получить даже экспериментально достаточно трудно из-за многих протекающих одновременно про-

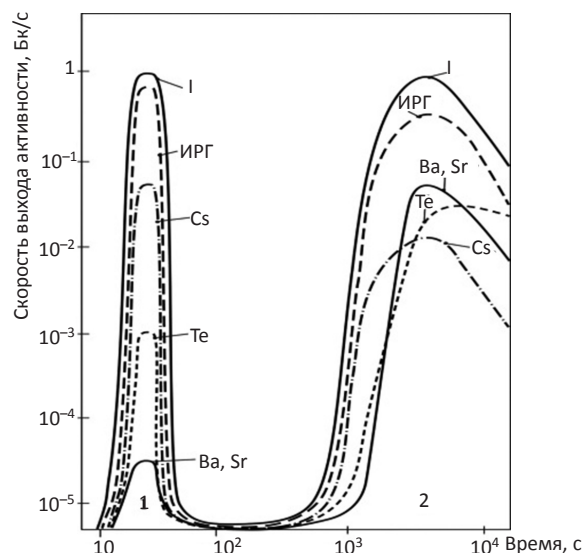


Рис. 2. Относительная скорость выхода активности радионуклидов из АЗ реактора в зависимости от времени после начала аварии с быстрой потерей теплоносителя; 1 – скорость выхода из разгерметизированных твэлов; 2 – скорость выхода при нагревании и плавлении топлива

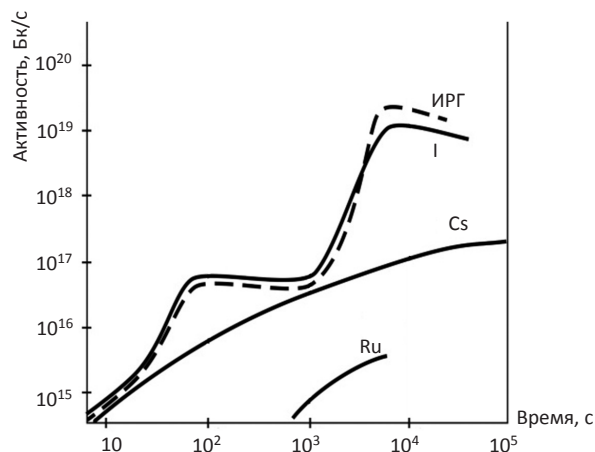


Рис. 3. Активности ИРГ, йода, цезия и рутения, поступающих в защитную оболочку при аварии с быстрой потерей теплоносителя в результате мгновенного разрыва трубопровода первого контура максимального диаметра

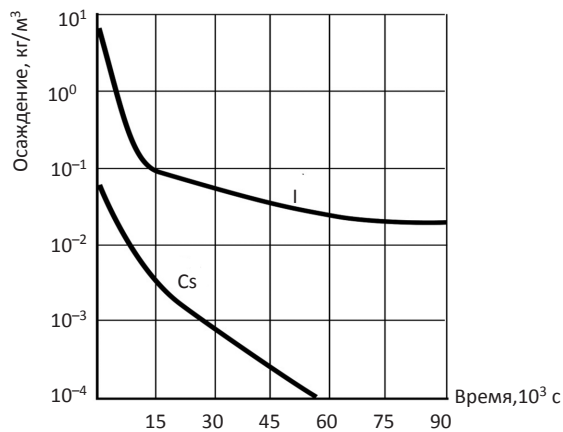


Рис. 4. Интегральная функция осаждения неорганического йода и цезия на поверхность защитной оболочки

цессов осаждения (адсорбция, конденсация, коагуляция и т.д.).

Интегральные функции осаждения для некоторых радионуклидов были получены экспериментально с помощью модельных исследований (рис. 4). Во время более ранней фазы выхода галогенов из АЗ, когда в оболочке имеется более высокая концентрация активности, происходит быстрое их осаждение в результате указанных физических процессов. С уменьшением концентрации уменьшается также скорость осаждения. Из рис. 4 следует, что если концентрация галогенов в объеме ЗО снизится до 1 % начальной концентрации (что происходит за время 3 ч), постоянная осаждения за время более 3 ч после аварийной ситуации уменьшается примерно в 10 раз.

Уменьшение способности к осаждению галогенов с увеличением времени нахождения в атмосфере оболочки объясняется тем, что устанавливается адсорбционно-десорбционное равновесие на поверхности ограждающих конструкций системы локализации активности. При этом необходимо учитывать, что в результате реакции йода с радиолитически расщепленными органическими соединениями внутри ЗО образуется порядка нескольких процентов метилйода, поведение которого из-за высокой летучести идентично поведению ИРГ.

Кроме ИРГ и галогенов, в объем ЗО выходят все прочие вещества, в том числе аэрозоли, механизмы снижения концентрации которых могут быть охарактеризованы следующим образом: инерционное осаждение, когда частицы вследствие своей инерционности не могут более следовать за газовым потоком и вступают в контакт с поверхностью; броуновская диффузия, которая ведет к столкновению частиц и к агломерации их; термофорез, при котором частицы следуют за перепадом концентрации и попадают на поверхность; седиментация – гравитационное осаждение.

Удержание в объеме ЗО других летучих и малолетучих радионуклидов (группы цезия, стронция, теллура и т.д.), приведенных в табл. 1, происходит в соответствии с указанными физико-химическими процессами, так как радионуклиды, вышедшие из АЗ реактора, в результате конвективного переноса попадают в более холодные зоны и оседают на аэрозолях. Интегральная функция осаждения для цезия представлена на рис. 4. Остальные летучие вещества оседают на внутреннюю поверхность ЗО аналогичным образом, при этом лишь учитывается величина первичной утечки активности из АЗ. В настоящее время для слаболетучих веществ из-за высоких температур плавления и кипения экспериментальных результатов о скоростях осаждения не

имеется, поэтому предполагают, что их осаждение происходит с такой же скоростью, как у цезия.

Эффективность конденсации радионуклидов может существенно увеличиваться за счет увеличения поверхности капелек аэрозолей, образующихся в результате работы спринклерной системы в объеме ЗО. Использование спринклерной системы для улавливания активности может уменьшить выброс в окружающую среду в несколько раз, характеризуемый постоянной выведения радионуклидов спринклерной системой. Значения этих параметров для количественной оценки выброса в окружающую среду приведены в табл. 2.

Разработка сценариев постулируемых аварий

Оценки выбросов рассчитывались для радиационных характеристик облученного топлива с обогащением 3,6 и 4,4 % и компанией реактора 3 года с учетом параметров систем локализации аварии реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, приведенных в табл. 2, и при выходе йода в форме метилйода не более нескольких процентов по отношению ко всем остальным формам йода (при проведении тренировок и учений концерном «Росэнергоатом» обычно принимается 5 %). Для разработки сценариев типовых аварий 4–7 уровня шкалы INES постулируются следующие события [7].

Исходное событие для возникновения постулированных запроектных аварий принимается таким же, как и для максимальной проектной аварии АЭС: быстрая потеря теплоносителя в результате мгновенного разрыва трубопровода первого контура максимального диаметра (Ду 500 и Ду 850 для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 соответственно). Давление в первом контуре реактора при этом упадет, и по сигналу давления сработает аварийная защита реактора. Через 3–5 с после снижения давления в контуре срабатывает пассивная система аварийного охлаждения для снятия остаточного тепловыделения с подачей воды из гидроаккумулирующих емкостей. Однако в отличие от проектного развития аварий, постулируется временная задержка последующего включения насосов активного аварийного охлаждения АЗ.

Для первой постулированной аварии эта задержка принимается как несколько минут. Это приводит к разгерметизации твэлов (температура АЗ превысит 800 °С) и выходу активности из-под оболочек твэлов в гермозону или ЗО (рис. 2). При аварии выход из-под оболочек твэлов при их разгерметизации принимался равным 100 % для ИРГ и галогенов, 30 % – для радионуклидов цезия и не более 1 % – для малолетучих ра-

Таблица 2

Параметры реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 для оценки выброса радиоактивных веществ в атмосферу

№ п/п	Параметр	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
1	Проектная скорость утечки воздуха из герметичных помещений, % объема-сут ⁻¹	1	0,3
2	Проектная постоянная осаждения аэрозолей, с ⁻¹	4,1×10 ⁻⁴	2,2×10 ⁻⁴
3	Проектная постоянная выведения аэрозолей спринклерной системой, с ⁻¹	3,5×10 ⁻⁴	9,6×10 ⁻³
4	Проектная постоянная осаждения молекулярного йода, с ⁻¹	4,1×10 ⁻⁴	2,2×10 ⁻⁴
5	Проектная постоянная выведения молекулярного йода спринклерной системой, с ⁻¹	4,7×10 ⁻³	4,7×10 ⁻³
6	Проектная постоянная осаждения иодистого метила, с ⁻¹	0,0	0,0
7	Проектная постоянная выведения иодистого метила спринклерной системой, с ⁻¹	1,5×10 ⁻⁵	(5–20)×10 ⁻⁷

дионуклидов. Спринклерная система не работает из-за полного обесточивания АЭС. Однако процесс перегрева топлива в данной постулированной аварии приостанавливается включением через несколько минут насосов низкого давления, подающих воду в АЗ. Выход активности в атмосферу из-за имеющихся технологических конструкций ЗО или гермозоны консервативно составлял при расчетах выброса РВ в атмосферу до 3 % для ВВЭР-1000 и 10 % для ВВЭР-440 в сутки. Таким образом, состояние первой постулированной запроектной аварии реактора типа ВВЭР характеризуется разгерметизацией оболочек всех твэлов в течение первых минут после разрыва трубопровода. Рассмотренную запроектную аварию по шкале INES можно отнести к уровню 4, а высота выброса РВ принимается равной средней геометрической высоте здания реакторной установки, т.е. 50 м.

Следующая рассматриваемая постулированная авария (5 уровень) протекает аналогично предыдущей за исключением того, что время задержки включения насосов аварийного охлаждения АЗ увеличивается до 15–20 мин для ВВЭР-440 и 60 мин для ВВЭР-1000. Спринклерная система из-за полного обесточивания АЭС и кратковременной задержки подачи аварийного электропитания от автономных источников (дизель-генераторы, аккумуляторы и т.д.) не работает. Вследствие этого произойдет разгерметизация твэлов, перегрев и частичное оплавление топлива, которое приостанавливается включением насосов низкого давления, подающих воду в АЗ. На этом этапе аварии из АЗ выйдут газообразные и летучие продукты деления в зависимости от температуры и количества оплавленных твэлов.

Оценки показывают, что при средней температуре АЗ 1200 °С в результате неравномерности выделения энергии более 50 % твэлов будут иметь температуру до 1400 °С. Такой нагрев АЗ соответствует повышенному выходу ИРГ, йода и цезия, в целом составляющего око-

ло 10 % полного содержания их в АЗ (рис. 1). При такой средней температуре АЗ может оплавиться около 1 % наиболее энергонапряженных твэлов.

В расчетах выхода РВ в атмосферу принималось, что в гермозону или ЗО реактора выходит активность, накопившаяся под оболочками твэлов, 10 % газообразных и летучих продуктов деления от их содержания в АЗ, и консервативно оценивалось, что около 2 % твэлов оплавится в АЗ. Выходы радионуклидов из расплавленного топлива принимались для первого часа после аварии до взаимодействия расплавленной АЗ с бетоном шахты реактора в соответствии с табл. 1. Спринклерная система в течение всей аварии не работает.

Высота выброса РВ принимается равной средней геометрической высоте здания реакторной установки, т.е. 50 м.

Третья постулированная авария (6 уровень) отличается от предыдущих тем, что вводится еще один дополнительный отказ: на длительное время невключение насосов аварийного охлаждения АЗ.

В результате быстрого истечения теплоносителя средняя температура топлива АЗ возрастает до 1200 °С примерно через 15–20 мин у ВВЭР-440 и 50–60 мин у ВВЭР-1000, а у наиболее энергонапряженных твэлов – до 2400–2600 °С, т.е. температуры плавления топлива. Дальнейшее повышение температуры за счет тепловыделения топлива приводит к полному его расплаву, разрушению корпуса реактора примерно через 2 часа и взаимодействию расплава топлива с бетоном шахты реактора.

Для такого развития аварии выходы радионуклидов из расплавленного топлива приведены в табл. 1. Все РВ поступают в гермозону или ЗО и постепенно выходят в атмосферу через технологические неплотности конструкции АЭС без разрушения барьеров, локализуя активность. Эта авария по шкале INES может быть отнесена к 6 уровню при высоте выброса РВ в ат-

Таблица 3

Характеристики выброса радионуклидов при третьей постулированной аварии на АЭС с реактором ВВЭР-440 (проект В = 213) и ВВЭР-1000 в зависимости от времени, Бк*

Радионуклид	Содержание в АЗ		Выход из АЗ в гермозону или защитную оболочку		Выброс в атмосферу за время ..., с							
					ВВЭР – 440				ВВЭР – 1000			
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	3,6+3	2,2+4	4,3+4	8,6+4	3,6+3	2,2+4	4,3+4	8,6+4
Kr-85m	2,9+17	6,7+17	2,9+17	6,7+17	1,1+15	4,5+15	6,3+15	7,4+15	7,8+14	3,3+15	4,6+15	5,3+15
Kr-87	5,9+18	1,4+18	5,9+18	1,4+18	1,8+16	4,1+16	4,3+16	4,3+16	1,4+15	3,1+15	3,2+15	3,2+15
Kr-88	8,5+18	2,0+18	8,5+18	2,0+18	3,1+16	9,8+16	1,3+17	1,4+17	2,3+15	7,2+15	9,8+15	1,0+16
Xe-133	2,6+18	6,3+18	2,6+18	6,3+18	1,9+16	5,7+16	1,1+17	2,3+17	1,4+16	4,3+16	8,7+16	1,8+17
Xe-135	7,8+18	1,4+18	7,8+18	1,4+18	2,9+16	1,5+17	2,4+17	3,4+17	1,6+15	8,5+15	1,4+16	1,9+16
Xe-138	1,4+18	5,6+18	1,4+18	5,6+18	1,8+15	1,9+15	1,9+15	1,9+15	2,3+15	2,4+15	2,4+15	2,4+15
I-131	1,3+18	3,2+18	7,8+17	1,9+18	1,7+15	3,6+15	3,7+15	3,8+15	1,7+15	4,6+15	6,8+15	8,1+15
I-132	1,9+18	4,4+18	1,1+18	2,6+18	2,1+15	4,3+15	4,3+15	4,3+15	2,0+15	5,2+15	5,3+15	5,4+15
I-133	2,6+18	6,3+18	1,6+18	3,8+18	3,2+15	7,0+15	7,3+15	7,4+15	3,2+15	1,0+16	1,3+16	1,4+16
I-134	2,8+18	6,7+18	1,7+18	4,0+18	2,6+15	4,9+15	4,9+15	4,9+15	2,5+15	5,3+15	5,3+15	5,3+15
I-135	2,5+18	5,9+18	1,5+18	3,5+18	3,0+15	6,4+15	6,6+15	6,6+15	2,6+15	8,9+15	9,9+15	1,0+16
Ru-103	2,0+18	4,8+18	5,1+15	1,2+16	1,1+13	1,2+14	1,2+14	1,2+14	1,0+13	1,7+14	1,7+14	1,7+14
Ru-106	7,0+17	1,7+18	1,8+15	4,3+15	3,9+12	4,2+13	4,2+13	4,2+13	3,7+12	5,8+13	5,8+13	5,8+13
Cs-134	1,9+17	5,2+17	1,1+17	3,1+17	2,4+14	5,3+14	5,3+14	5,3+14	2,7+14	8,1+14	8,2+14	8,2+14
Cs-137	1,4+17	3,3+17	8,4+16	2,0+17	1,8+14	3,9+14	3,9+14	3,9+14	1,7+14	5,2+14	5,2+14	5,2+14
Ce-144	1,6+18	3,7+18	4,0+15	9,6+15	8,7+12	7,6+13	7,6+13	7,6+13	8,3+12	9,9+13	9,9+13	9,9+13
La-140	2,1+18	5,6+18	5,3+15	1,4+16	1,1+13	5,8+14	5,8+14	5,8+14	1,2+13	1,5+14	1,5+14	1,5+14
Sr-90	1,1+17	2,4+17	5,5+15	1,2+16	1,2+13	9,0+13	9,0+13	9,0+13	4,7+12	1,0+14	1,0+14	1,0+14

Примечание: Обозначение типа 2,9+17 означает 2,9×10¹⁷

мосфере 50 м. Следует заметить, при включении одной спринклерной установки, не имеющей ионообменных фильтров водоочистки от йода, радиоактивный йод, уловленный каплями спринклерной воды при ее многократном повторном использовании, вновь выделяется в воздух гермозоны или ЗО и выбрасывается в течение продолжительного (30–40 сут) времени в атмосферу. Кроме того, расчеты выбросов сделаны консервативно, т.к. не учитывалась задержка йода и аэрозольных радионуклидов при прохождении через барботажные тарелки барботажно-вакуумной системы, заполненные водой.

Для постулированных аварий на АЭС с реактором ВВЭР-440 (проект В-213) может наблюдаться в несколько раз большая, чем 10 % в сутки, утечка из гермообъема, которая для разных энергоблоков В-213 Кольской АЭС фактически составляет от 18 до 180 % в сутки. Поэтому величина выброса может измениться с учетом коэффициента, равного отношению скорости утечки, принятой в расчетах, к скорости утечки, реально наблюдаемой на конкретном энергоблоке. Для реакторов типа ВВЭР-440 (проекты В-230, В-179) в качестве исходного события принималась малая течь из первого контура через сечение с эквивалентным диаметром $32 < \text{Ду} < 200$ с отказом аварийной подпитки на заданное время. Такое сочетание событий на АЭС приводит к последствиям, описанным выше для трех постулированных аварий, т.е. происходит разгерметизация твэлов, перегрев и плавление топлива.

Однако в этих проектах АЭС конструктивно имеют гермозону со сбросом давления через предохранительные клапаны, поэтому во время развития аварии из-за избыточного давления в гермозоне периодически открывается сбросочный клапан давления, что приводит к быстрому удалению РВ из воздуха гермозоны (100 % объема за 3–5 ч).

Для реактора ВВЭР-440 (проекты В-320, В-179) предполагается, что в результате процессов осаждения работает одна спринклерная установка и осуществляются процессы осаждения радионуклидов внутри гермозоны АЭС, в результате чего происходит ослабление выброса летучих продуктов деления топлива и аэрозолей.

Как другое наиболее тяжелое событие развития аварийной ситуации обычно рассматривается полная потеря электроснабжения в течение заданного, может быть, достаточно длительного интервала времени при невозможности использования автономных источников питания (дизель-генераторов). При этом идут те же процессы разгерметизации твэлов, перегрева и плавления топлива, что и при мгновенном разрыве трубопровода, только шкала времени выхода активности в ЗО или гермозону другая, так как полная потеря теплоносителя происходит за время 1,5–2 ч. Поэтому выход активности в ЗО начинается позднее, чем при аварии в случае потери теплоносителя, и, следовательно, появляется возможность получить дополнительное время для проведения мероприятий по защите населения. Задержка по времени наблюдается также при малой (разрыв трубопроводов Ду 30, 50, 70) или средней (разрыв трубопроводов Ду 100, 130, 180, 300) течи первого

контура при наложении отказов систем, принятых для указанных постулированных аварий. При введении оператором АЭС соответствующих развитию аварии мер по управлению аварией, связанных с АЗ или системой локализации активности, выбросы РВ в атмосферу могут быть значительно меньше.

В результате внешнего воздействия на АЭС (например, стихийные бедствия) может произойти полное или частичное разрушение зданий и ограждающих конструкций АЭС, полное нарушение электроснабжения, потеря теплоносителя, разогрев и плавление топлива, разрушение АЗ и проплавление корпуса реактора, выход из строя всех технических систем безопасности и т.д.

При внешнем воздействии постулируются следующие возможные наиболее тяжелые аварийные ситуации:

- полный отказ электроснабжения АЭС, в т.ч. и резервированных автономных источников питания;
- частичное разрушение ЗО и мгновенный разрыв главного циркуляционного контура с одновременным отказом систем аварийного охлаждения АЗ и локализации аварии.

Поэтому в качестве исходного события принимается мгновенный разрыв главного циркуляционного контура и выход из строя системы аварийного охлаждения АЗ и других систем безопасности, а негерметичность ЗО характеризуется отверстием с эквивалентным сечением не менее 3 м^2 (радиус отверстия разрушения не менее 1 м), что приводит при развитии аварии на АЭС к снижению давления внутри оболочки до атмосферного за короткое время. Тогда развитие аварийных процессов будет происходить аналогично постулированной аварии с полным расплавлением топлива, отличие состоит лишь в том, что выход РВ в атмосферу происходит без задержки в разгерметизированных помещениях АЭС, а величина выброса РВ может уменьшаться за счет сорбции на стенках помещений и обломках ограждающих конструкций (за исключением ИРТ). Из рис. 3 видно, что основная часть активности поступает из расплава топлива в атмосферу за 1–2 ч после начала аварии, в последующее время идет медленный процесс испарения продуктов деления с поверхности расплавленного топлива и незначительные поступления РВ в атмосферу. Выбросы РВ в атмосферу при таком развитии процессов представлены самые большие, а сама авария с разрушением АЭС относится к 7 уровню по шкале INES.

Заключение

Приведенный методический аппарат оценки выбросов РВ в окружающую среду может быть использован для планирования необходимых мероприятий по защите населения и разработки необходимых сценариев для проведения учений и тренировок в случае аварии на АЭС с реакторами ВВЭР. Следует заметить, что используемые исходные данные, естественно, могут варьировать и изменяться в зависимости от введения новых элементов конструкции и систем защиты самой АЭС, локализации активности, введения дополнительных технических средств охлаждения АЗ и т.д.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Rasmussen N.C. Reactor Safety Study. An Assessment Of Accident Risks In US Commercial NPP. WASH-1400, (NUREG 75/014). US Regulatory Commission: October 1975, 142 pp.
2. Витоль С.А. Выход радиоактивных материалов из расплава активной зоны при тяжелой аварии АЭС. – СПб.: Автореф. дисс. канд. тех. наук. 2007. 23 с.
3. Международная шкала ядерных событий (ИНЕС). Руководство для пользователей (IAEA-INES-2001). – Вена: МАГАТЭ. 2001. 235 с.
4. Васильев Ю.С., Жданов В.С., Колодешников А.А. и соавт. Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны. Отчет о НИР ИАЭ НЯЦ РК. Гос. Инв. № 0207РК911. 2006. 92 с.
5. Филиппов А.С., Дробышевский Н.И., Киселев А.Е. и соавт. Сократ/hefest: модели взаимодействия расплава активной зоны ВВЭР с конструкциями реактора при тяжелой аварии

// Известия Академии наук РФ. Серия Энергетика. 2010. № 3. С. 4–24.

6. Букринский А.М. Детермистское нормирование и вероятностное ориентирование // Ядерная и радиационная безопасность. 2013. № 1(67). С. 3–6.
7. Accident Source Terms for Lisch-Water Nuclear Power Plants L. Soffer, S. B. Burson, C. M. Ferrell et al. NUREG-1465 Division of Systems Technology Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1995. 30 pp.

Для цитирования: Галушкин Б.А., Горбунов С.В., Ключков В.Н., Рубцов В.И., Молоканов А.А. Методический аппарат для разработки типовых сценариев развития запроектных аварий на АЭС с реакторами ВВЭР при планировании и проведении защитных мероприятий для населения // Мед. радиология и радиационная безопасность. 2018. Т. 63. № 6. С. 27–33.

DOI: 10.12737/article_5c0c15499e8d84.42337847

Medical Radiology and Radiation Safety. 2018. Vol. 63. No. 6. P. 27–33

Radiation Safety

DOI: 10.12737/article_5c0c15499e8d84.42337847

Methodical Apparatus for the Development of Typical Scenarios of Beyond Design Basis Accidents with VVER Reactors in the Planning and Implementation of Protective Measures for the Population

B.A. Galushkin¹, S.V. Gorbunov², V.N. Klochkov¹, V.I. Rubtsov¹, A.A. Molokanov¹

1. A.I. Burnasyan Federal Medical Biophysical Center, Moscow, Russia. E-mail: bag1350@mail.ru;
2. All-Russian Research Institute of Ministry of Russian Federation for Civil Defense, Emergency and Elimination of Consequences of Natural Disasters, Moscow, Russia

B.A. Galushkin – Leading Researcher, Dr. Sci. Tech.; S.V. Gorbunov – Chief Researcher, Dr. Sci. Tech.; V.N. Klochkov – Leading Researcher, Dr. Sci. Tech.; V.I. Rubtsov – Head of Lab., Dr. Sci. Tech.; A.A. Molokanov – Leading Researcher, PhD Tech.

Abstract

Purpose: To develop a simple methodological apparatus for constructing typical scenarios of accidents and estimate of emissions of radioactive substances from nuclear power plants with VVER reactors in the planning and implementation of protective measures for the population.

Material and methods: To build the model of release of radionuclides into the environment in case of an accident used literary experimental data of outputs of the radioactive substances from the fuel when it is heating and melting, the destruction of the fuel rod cladding, the use of technical means retention of radioactive substances in the containment of the reactor and their behaviour in the containment (sedimentation, sorption, etc.).

Results: Mathematical apparatus has been developed to quantify the magnitude of emissions of radioactive substances at nuclear power plants with VVER reactors depending on the time for dose-forming radionuclides in the instantaneous rupture of cooling pipelines in the presence of additional failure of NPP safety systems. The amount of emission of each deterministic of an accident correspond to the level 4 to 7 of the INES scale. Radionuclide release into the environment was calculated in the following physical and chemical processes: heating and melting of fuel, depressurization of fuel rod claddings, peculiarities of the behavior of radionuclides in the containment shell (deposition, etc.) and operation of technical means to ensure radiation safety, structural leakages of the buildings. As an example, the assessment of the release of radionuclides into the environment depending on the time for level 5 of the INES accident scale is given.

Conclusion: Methodical apparatus can be used in the construction of typical scenarios for the development of basis accidents and assessment of radioactive emissions at nuclear power plants with VVER reactors in the planning and implementation of protective measures for the population and emergency exercises and training.

Key words: radiation accidents, radionuclides, VVER reactors, scenarios, nuclear fuel element, temperature, melting, emission

REFERENCES

1. Rasmussen NC. Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in US Commercial NPP. WASH-1400, (NUREG 75/014). US Regulatory Commission: October 1975. 142 p.
2. Vitol SA. Yield of radioactive materials from the melt of the core in a severe accident of the nuclear power plant. - SPb.: Autoref. Ph.D. 2007. 23 p. (Russian.)
3. International nuclear event scale (INES), User's Guide (IAEA-INES-2001). Vienna: IAEA. 2001. 235 pp.
4. Vasiliev Yu, Zhdanov V, Kolodeshnikov A, et al. Studies of the processes that accompany severe accidents of the nuclear power reactors. Research report IAE, State. Inv. № 0207RK911. 2006. 92 p. (Russian.)
5. Filippov A, Drobyshevsky N, Kiselev A, et al. Socrates/hefest: model of interaction of a melt of the active zone of VVER designs the reactor in a severe accident. Proc. Acad. Sci., series energy. 2010;(3):4-24. (Russian.)

6. Bukrinskiy A. Deterministic regulation and probabilistic of orientation. Nuclear and Radiation Safety. 2013;1(67):3-6. (Russian.)
7. Soffer L, Burson SB, Ferrell CM, et al. Accident Source Terms for Lisch-Water Nuclear Power Plants NUREG-1465 Division of Systems Technology Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1995. 30 p.

For citation: Galushkin BA, Gorbunov SV, Klochkov VN, Rubtsov VI, Molokanov AA. Methodical Apparatus for the Development of Typical Scenarios of Beyond Design Basis Accidents with VVER Reactors in the Planning and Implementation of Protective Measures for the Population. Medical Radiology and Radiation Safety. 2018;63(6):27-33. Russian.

DOI: 10.12737/article_5c0c15499e8d84.42337847