

УДК 621.039.7

Радиационная безопасность корпусного кипящего реактора при авариях с течью теплоносителя

А.С. Курский¹, В.В. Калыгин², И.И. Семидоцкий², В.И. Широков², Д.П. Протопопов²

¹ Высотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара (ОАО «ВНИИНМ»), г. Москва, Российская Федерация

² Государственный научный центр – научно-исследовательский институт атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»), г. Димитровград, Российская Федерация

E-mail: kurskiy.aleksandr@rambler.ru

Авторское резюме

Состояние вопроса: На современном этапе развития атомной отрасли для широкомасштабного внедрения инновационных энергоблоков необходимы опытные данные по радиационной безопасности прототипных реакторных установок.

Материалы и методы: Представленный материал получен методом эмпирического исследования. Расчетные обоснования радиационной безопасности реактора выполнены по результатам опытно-экспериментальных исследований.

Результаты: Приведены результаты исследований внутренних свойств радиационной безопасности установки ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя в корпусе реактора. Обосновано, что особенности фазового переноса радиоактивности позволяют ограничивать последствия тяжелой запроектной аварии с течью теплоносителя. Представлен опробованный на действующей установке метод определения радиационных параметров в аварийном помещении.

Выводы: Использование полученных результатов направлено на подтверждение безопасности и усовершенствование установок с корпусными кипящими реакторами.

Ключевые слова: корпусной кипящий реактор, радиоактивные продукты коррозии, газообразные продукты деления, система радиационного контроля.

Radiation safety of boiling water reactors in case of coolant leakage accidents

A.S. Kursky¹, V.V. Kalygin², I.I. Semidotsky², V.I. Shirokov², D.P. Protopopov²

¹ High Tech Research Institute of Inorganic Materials, «HTRIM», Moscow, Russian Federation

² State Scientific Center – Research Institute of Atomic Reactors (JSC «SSC RIAR»), Dimitrovgrad, Russian Federation

E-mail: kurskiy.aleksandr@rambler.ru

Abstract

Background: It is important to obtain experimental data on radiation safety of prototype reactors for large-scale deployment of innovative power units at the present stage of nuclear industry development.

Materials and methods: The presented material was obtained by empirical research. The analysis of the reactor radiation safety was based on the results of pilot studies.

Results: The article presents the results of VK-50 reactor facility radiation safety inner properties investigation. VK-50 is a reactor with natural circulation of coolant. It was proved that radioactivity phase transfer can limit the consequences of severe accidents with coolant leakage. The paper represents a method of determining the radiation parameters in an emergency box. The method was tested at a functioning power unit.

Conclusions: The obtained results can be applied to ensuring the safety of and improving BWR power units.

Key words: Tank-type boiling water reactor (BWR), radioactive corrosion products, gaseous fission products, radiation monitoring system.

Введение. На современном этапе развития атомной энергетики решение проблем радиационной безопасности является важнейшей задачей для эксплуатации работающих реакторов и при создании инновационных проектов. Особенно это актуально для легководных реакторов в связи с авариями на энергоблоках «Три Майл Айленд» (PWR, 1979г.) и «Фукусима-1» (BWR, 2011г.).

Проблемы безопасности корпусных кипящих реакторов (BWR) решались на протяжении полувековой истории данного направления реакторов, при модернизации и совершенствовании атомных энергоблоков. Уже более двух десятков

лет современные BWR в США, Японии, Швеции, Германии и других странах не уступают двухконтурным установкам с реакторами типа PWR (ВВЭР) по таким показателям, как выбросы радиоактивных веществ в атмосферу и облучение персонала.

Перспективы применения кипящих реакторов различных мощностей связаны, прежде всего, с возможностью использования естественной циркуляции теплоносителя: проект реактора CCR (300МВт(э)) фирмы Toshiba Corporation; совместные проекты General Electric (США) и Hitachi Nuclear Energy(Япония) реактора SBWR (600 МВт(э)) и реактора поколения

III+ ESBWR (1500 МВт(э)) [1]. Именно в кипящем режиме эффективнее всего реализуется естественная циркуляция теплоносителя за счет пассивных элементов технологических систем, действие которых основано на принципе гравитации.

Однако отсутствие референтных систем безопасности на работающих энергоблоках АЭС является основной проблемой в широкомасштабном продвижении новых кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя [2]. Для обоснования радиационной безопасности современных концепций BWR могут быть использованы результаты исследований установки ВК-50 как прототипа и единственного действующего корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя. Эти экспериментальные данные были получены в результате изучения естественных, присущих кипящему реактору свойств безопасности.

Радиационные последствия при течах теплоносителя. ВК-50 представляет собой действующую установку с исследовательским корпусным кипящим реактором и естественной циркуляцией теплоносителя. Для обоснования проектных решений по реакторам типа АСТ-500, РБМК, ВКТ-12, ВВЭРК-200, ВК-300 и ВВЭРК-500 на реакторной установке ВК-50 в течение длительной эксплуатации (с 1965 г.) проводились исследования различных аспектов безопасности одноконтурной установки с кипением теплоносителя в активной зоне реактора.

Результаты изучения распределения и выхода радиоактивных продуктов при стационарных и нестационарных процессах на реакторе ВК-50 показали, что благоприятными факторами, ограничивающими поступление радиоактивных продуктов в окружающую среду при течах контура теплоносителя, являются:

- унос из корпуса реактора с паром азотсодержащих продуктов активации ядер теплоносителя: радионуклиды ^{16}N ($T_{1/2} = 7$ с) практически распадаются в паропроводах до турбины, а изотопы ^{13}N ($T_{1/2} = 10$ мин), в основном, формируют короткоживущий спектр радионуклидов на выходе эжекторов турбины кипящего реактора;
- очень низкое содержание газообразных и негазообразных продуктов деления (кроме радионуклидов йода) в теплоносителе: радионуклиды криптона и ксенона не накапливаются в корпусе реактора вследствие постоянной дегазации и отвода газов из контура теплоносителя эжекторами турбины (до 95 %);
- слабая растворимость большинства радиоактивных продуктов коррозии (РПК) в паровой фазе (коэффициенты распределения ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{64}Cu : 10^{-2} – 10^{-4}) и локализация их на взвешенных частицах: в корпусе реактора сосредоточено 97–99 % РПК, а в пароконденсатной части контура теплоносителя – лишь 1–3 %.

Поскольку при нормальной эксплуатации реакторной установки газообразные радиоактивные вещества постоянно удаляются из контура теплоносителя, а радиоактивные продукты коррозии в большей массе остаются в реакторе, то *основным радионуклидом, определяющим радиационную безопасность кипящего реактора при аварии, является ^{131}I , выходящий из-под оболочек твэлов.*

Высокая радиологическая опасность выбросов радионуклида ^{131}I обусловлена осаждением на землю, поступлением его в организм человека по пищевым цепочкам, аккумулярованием в эндокринной системе, большим периодом полураспада ($T_{1/2} = 8$ суток).

Соединения радионуклидов йода слабо растворяются в паре: после выхода из топливной матрицы осаждаются (сорбируются) на внутренней поверхности оболочек, где и распадаются в процессе кампании. Исходя из этого, отрицательным фактором является вымывание радионуклидов йода, накапливающихся под оболочками негерметичных твэлов. При работе реактора выход радионуклидов ^{131}I в теплоноситель на порядок ниже, чем у криптона и ксенона. В случае разгерметизации контура теплоносителя и резкого снижения давления в реакторе под оболочки негерметичных твэлов попадает реакторная вода. При попадании под оболочку вода испаряется, йод растворяется в паре и от пульсаций давления выталкивается в воду реактора. Как показали эксперименты на ВК-50, при резких и значительных перепадах давления активность радионуклидов йода в воде реактора может вырасти на два порядка по сравнению с уровнем на работающем реакторе: в 500–800 раз при 100 %-ном выходе из-под оболочек.

Для ограничения распространения ^{131}I и других радиоактивных веществ в окружающую среду на реакторе ВК-50 предусмотрены системы, аналогичные локализирующим системам безопасности легководных реакторов типа PWR (ВВЭР) и BWR:

- система прочно-плотных боксов (аналог первичной защитной оболочки (ПЗО) или «контейнмента»);
- дренчерная (спринклерная) система орошения атмосферы аварийного помещения;
- система отведения избыточной среды из прочно-плотных боксов в вентиляцию;
- аэрозольные тканевые и угольные фильтры очистки вентиляционного воздуха перед выбросом в вентиляционную трубу.

В парогазовой среде ПЗО радионуклиды йода формируются в золи и гидрозолли и поэтому выводятся из атмосферы аварийного помещения при орошении дренчерной системой: измеренный на реакторе ВК-50 коэффициент распределения йода между паром и испаряющейся водой находится в интервале 0,002–0,004. Затем из вентиляционного воздуха радионуклиды йода

улавливаются на тонковолокнистых фильтрах с коэффициентом очистки, равным 5.

С учетом особенностей фазового переноса радиоактивности и работы локализирующих систем на установке ВК-50 был выполнен расчет радиационных параметров ситуации с разгерметизацией контура теплоносителя. При оценке радиационных последствий были приняты консервативные положения, соответствующие запроектной аварии (табл. 1).

При полном истечении всей массы исходного теплоносителя, содержащегося в корпусе реактора ВК-50 до начала течи, выброс радиоактивных веществ не приводит к внешнему облучению населения эффективной дозой выше 0,15 мЗв. Таким образом, при запроектной аварии не превышаются радиационные пределы, соответствующие нижнему значению эффективной дозы облучения населения при нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения (1 мЗв/год)¹.

Таблица 1. Исходные данные для оценки последствий выбросов радиоактивных веществ при мгновенном разрыве трубопровода на реакторе ВК-50

Наименование	Значение
Радиационное событие – разрыв питательного трубопровода контура теплоносителя на не отсекаемом от реактора участке	
Доля твэлов с негерметичными оболочками, имеющих среднюю тепловую нагрузку	0,1 %
Кратность повышения удельной активности радионуклидов йода и продуктов коррозии в воде реактора при снижении давления в реакторе	100
Весь исходный теплоноситель выбрасывается из корпуса реактора в разрыв и замещается на воду аварийной подпитки	52 000 кг
Исходная удельная активность ¹³¹ J в воде реактора	0,2 МБк/кг
Исходная активность суммы радионуклидов продуктов коррозии	50 кБк/кг
Суммарная активность газообразных продуктов деления под оболочками негерметичных твэлов, в воде и паре реактора	1,5 ТБк
Доля теплоносителя, переходящего в пар в «аварийном» помещении	0,3
Доля радионуклидов йода, переходящих из истекающей воды в пар в аварийном помещении	0,01
Доля радионуклидов продуктов коррозии, переходящих из истекающей воды в пар в аварийном помещении	0,1
Из двух систем локализации радиоизотопов в работе остается либо спринклерная система, либо волокнистые тканевые фильтры	

Результаты расчета максимальных значений выбросов в окружающую среду отдельных радиоактивных веществ приведены в табл. 2.

При указанном в табл. 2 составе выбросов радиобиологическое воздействие на население практически полностью определяется воздействием ¹³¹J через пищевые цепочки.

Облучение населения через пищевые цепочки при поверхностном загрязнении почвы ¹³¹J не превышает 0,006 мЗв, а внешнее облучение от облака выброса – 0,001 мЗв. Индивидуальный риск при таком облучении не превысит 5×10^{-7} , что ниже предела индивидуального пожизненного риска в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения населения (5×10^{-5}) и ниже уровня пренебрежимого риска (1×10^{-6})².

Таблица 2. Выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду при течи теплоносителя на реакторной установке ВК-50

Радионуклиды	Значения активности выбросов
¹³¹ J	0,3 ГБк
Сумма радионуклидов йода	2 ГБк
Сумма радионуклидов ГПД	0,5 ТБк
Сумма радионуклидов продуктов коррозии	6 МБк

Непревышение допустимых норм по радиационной безопасности является результатом таких мероприятий, как:

- локализация радионуклидов йода спринклерной системой боксов;
- очистка от радиоактивных веществ на аэрозольных тканевых и угольных фильтрах.

Однако оба способа подавления радиоактивности имеют определенные недостатки, которые необходимо учитывать при обосновании безопасности реакторов.

Как показали исследования, повышенная влажность приводит к технической сложности работоспособности датчиков и определения мощности дозы и объемной активности в аварийных помещениях. Эта проблема была исследована, а ее решение практически отработано на установке ВК-50.

Автоматизированная система радиационного контроля при авариях. Обеспечение очистки вентилируемого воздуха боксов (ПЗО) на аэрозольных тканевых и угольных фильтрах потребовало разработки новых подходов к измерениям радиоактивности в аварийных помещениях.

Для непрерывного радиационного контроля при авариях на установке ВК-50 была разработана не имеющая аналогов автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) при авариях. Система была смонтирована и введена в эксплуатацию в 2004 г. [3].

АСРК позволяет непрерывно контролировать радиационные параметры в помещениях при авариях путем измерения мощности дозы гамма-излучения от вентиляционных коробов вытяжных систем боксов реакторного оборудования.

При создании системы были учтены результаты экспериментальных и расчетных ис-

¹ СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» // Российская газета. – 11 сентября, 2009. – П.3.1.6.

² СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» // Российская газета. – 11 сентября, 2009. – П.2.3.

следований изотопного состава аварийных выбросов, а также изменения откликов детекторов в зависимости от изменения состава, истекающего в разрыв теплоносителя на разных стадиях аварий.

Максимальный выброс теплоносителя происходит сразу после образования течи. В помещении (ПЗО) резко возрастает давление (до 0,175 МПа) и температура парогазовой среды (до 115 °С). Используемые в АСРК блоки детектирования «Орешник» (БДМГ-08Р) имеют граничные условия работы: 50 °С, 80 % влажности и давление до 120 кПа. Поэтому эти детекторы размещены с внешней стороны коробов спецвентиляции, что обеспечивает нормальные условия их работы при аварии.

В табл. 3 приведены рассчитанные значения мощности γ -излучения около воздухопроводов спецвентиляции от радиоактивных продуктов деления, анализ которых показывает, что активность выброса определяют изотопы ксенона (^{133}Xe и ^{135}Xe).

Уставки на срабатывание сигнализации были установлены следующим образом:

1. 10 мкЗв/ч в районе датчика – 3-кратное увеличение значения мощности дозы от фоновое значения, что фиксирует предаварийную ситуацию: появление течи теплоносителя и повышение концентрации радиоактивных продуктов деления в аварийном боксе до 0,05 ГБк/м³.

Таблица 3. Рассчитанные значения мощности γ -излучения около воздухопроводов спецвентиляции после массовой разгерметизации оболочек твэлов при тяжелой аварии

Нуклид	Мощность дозы γ -излучения, мЗв/ч	Нуклид	Мощность дозы γ -излучения, мЗв/ч
^{85m}Kr	0,03	^{138}Xe	–
^{87}Kr	0,04	^{131}I	0,002
^{88}Kr	0,06	^{132}I	0,002
^{89}Kr	–	^{133}I	0,002
^{133}Xe	0,7	^{134}I	–
^{135}Xe	0,155	^{135}I	0,001
^{135m}Xe	0,005	^{137}Xe	0,005

2. 500 мкЗв/ч – аварийная уставка: повышение в аварийном боксе концентрации радиоактивных продуктов деления до 0,2 ГБк/м³ и мощности дозы до 4,3 Зв/ч.

Суммарная объемная активность выбрасываемой в вентиляцию парогазовой смеси определяется по формуле

$$q = \frac{P - P_{\phi}}{S_0}, \quad (1)$$

где q – суммарная объемная активность, Бк/м³; P – значение «мгновенной» мощности дозы γ -излучения, Зв/ч; P_{ϕ} – значение фона γ -излучения в месте размещения детектора при нормальной эксплуатации реактора, Зв/ч; S_0 – коэффициент преобразования: для датчиков БДМГ-08Р-03 – 2×10^{-13} Зв·м³/Бк·ч; для БДМГ-08Р-04 – $2,5 \times 10^{-13}$ Зв·м³/Бк·ч.

При $P_{\phi} = 3,6$ мкЗв/ч мощность дозы в аварийных боксах в 100 раз выше «мгновенных» значений мощности дозы на детекторах, размещенных вблизи вентиляционных коробов.

Было обосновано, что для фиксации и контроля аварии с расплавлением топлива на ВК-50 достаточна установка детекторов с диапазоном измерения до 10 Зв/ч.

Созданная на ВК-50 автоматизированная система радиационного контроля позволяет:

- оперативно зафиксировать разгерметизацию контура теплоносителя;
- надежно контролировать развитие аварийной ситуации;
- использовать на реакторах ВВР отработанный метод контроля радиационной обстановки при авариях.

Заключение

Выявленные в результате исследований радиационной безопасности реакторной установки ВК-50 особенности фазового переноса радиоактивных веществ позволяют поддерживать уровень выбросов в окружающую среду в рамках допустимых радиационных параметров.

Отработанная на ВК-50 технология позволяет надежно контролировать радиационную обстановку при авариях на корпусных кипящих реакторах.

Список литературы

1. Akio S., Shigeru S., Toshihiro F. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants // Toshiba review. – 2005. – Vol. 60, N. 2. – P. 14–21.
2. Concept of a future High Pressure-Boiling Water Reactor (HP-BWR) // Frigyes Reisch Nuclear Power Safety, Department of Physics School of Engineering Sciences KTH, Royal Institute of Technology Stockholm, Sweden Seminar. – 2007. – Vol. 21, N 6. – P. 2–4.
3. Создание автоматизированной системы контроля выбросов РВ при авариях на ИЯУ ВК-50 / А.С. Курский, Д.Ф. Тульников, Е.К. Якшин, В.Д. Кизин // Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2005 г.). – Димитровград: Издание ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. – С. 43–44.

References

1. Akio, S., Shigeru, S., Toshihiro, F. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants. Toshiba review, 2005, vol. 60, no. 2, pp. 14–21.
2. Concept of a future High Pressure-Boiling Water Reactor (HP-BWR). Frigyes Reisch Nuclear Power Safety, Department of Physics School of Engineering Sciences KTH, Royal Institute of Technology Stockholm, Sweden Seminar, 2007, v. 21, issue 6, pp. 2–4.
3. Kurskiy, A.S., Tul'nikov, D.F., Yakshin, E.K., Kizin, V.D. Sozdanie avtomatizirovannoy sistemy kontrolya vybrosov RV pri avariakh na IYaU VK-50 [Development of automated control systems of radioactive releases during accidents at the VK-50]. Godovoy otchet (otchet ob osnovnykh issledovatel'skikh rabotakh, vypolnennykh v 2005 g.) [Annual report (report of the main investigations made in 2005)]. Dimitrovgrad, 2006, pp. 43–44.

Курский Александр Семенович,
ОАО «ВНИИНМ» (г. Москва),
кандидат технических наук, главный инженер,
e-mail: kurskiyy.aleksandr@rambler.ru

Калыгин Владимир Валентинович,
ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград, Ульяновская область),
доктор технических наук, профессор, заместитель директора по научной работе,
e-mail: kalygin@niiar.ru

Семидоцкий Иван Иванович,
ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград, Ульяновская область),
кандидат технических наук, начальник лаборатории физики и безопасности корпусного кипящего реактора ВК-50,
e-mail: sii@niiar.ru

Широков Владимир Иванович,
ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград, Ульяновская область),
начальник реакторной установки ВК-50,
e-mail: svi@niiar.ru

Протопопов Дмитрий Павлович,
ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград, Ульяновская область),
главный инженер реакторной установки ВК-50,
e-mail: proto-dim@mail.ru

