

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ КОРПУСНОГО КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ПРИ КРУПНЫХ ТЕЧАХ КОНТУРА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

А.С. Курский

Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара. 123098, Москва, ул. Рогова, д.5а.



На современном этапе развития атомной отрасли для широкомасштабного внедрения инновационных энергоблоков необходимы опытные данные по радиационной безопасности прототипных реакторных установок. В работе описываются результаты исследований радиолитических процессов и радиационной безопасности корпусного кипящего реактора ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя.

Представленный материал получен методом эмпирического исследования. По результатам опытно-экспериментальных исследований выполнены расчетные обоснования радиационной безопасности реактора.

Приведены результаты исследований внутренне присущих свойств радиационной безопасности установки ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя в корпусе реактора. Приведены выявленные особенности работы систем каталитического сжигания водорода в условиях повышенной влажности парогазовой смеси при авариях. Обосновано, что особенности фазового переноса радиоактивности позволяют ограничивать последствия тяжелой запроектной аварии на корпусном кипящем реакторе.

Показана не имеющая аналогов разработанная методика определения радиационной обстановки в аварийном помещении.

Обоснованы технологические схемы и эксплуатационные режимы, позволяющие исключать ситуации со взрывами оборудования и выходом радиоактивности в окружающую среду.

Обосновано, что особенности фазового переноса радиоактивности позволяют ограничивать последствия тяжелой запроектной аварии с течью теплоносителя.

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, продукты радиолиза, гремучая смесь.

ВВЕДЕНИЕ

На современном этапе развития атомной энергетики комплексное решение проблем радиационной безопасности и взрывозащищенности является важнейшей задачей для эксплуатации работающих реакторов и при создании инновационных проектов. Особенно это актуально для легководных реакторов в связи с авариями на энергоблоках Ле-

© А.С. Курский, 2014

нинградской АЭС (РБМК, 1974 г.), «Три Майл Айленд» (PWR, 1979 г.), «Фукусима-I» (BWR, 2011 г.).

Проблемы безопасности корпусных кипящих реакторов (BWR) решались в процессе 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 выбросам радиоактивных веществ в атмосферу и облучению персонала.

Перспективы 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 и взрывозащищенности 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, исключающими взрывы в оборудовании и ограничивающими поступление радиоактивных продуктов в окружающую среду при течах контура теплоносителя, являются

- непрерывное удаление радиолитического водорода из реактора в конденсатор турбины вместе с паром, поэтому концентрация радиолитических газов в паре самого реактора уменьшается при увеличении мощности;

- мгновенное сжигание водорода с эффективностью до 99% при перегреве парогазовой смеси не менее чем на 40°C; опыт эффективной и стабильной работы прогретого осушенного катализатора был учтен при создании технологии удаления водорода из защитной оболочки корпуса реактора (ПЗО);

- 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 (поз. 3 рис. 1), а изотопы ^{13}N ($T_{1/2} = 10$ мин), в основном, формируют короткоживущий спектр радионуклидов на выхлопе эжекторов турбины кипящего реактора (поз. 7 рис. 1);

- очень низкое содержание газообразных и не газообразных продуктов деления (кроме радионуклидов йода) в теплоносителе; радионуклиды криптона и ксенона не накап-

ливаются 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, в котором сосредоточено 97–99% РПК, а в пароконденсатной части контура теплоносителя – лишь 1–3%.

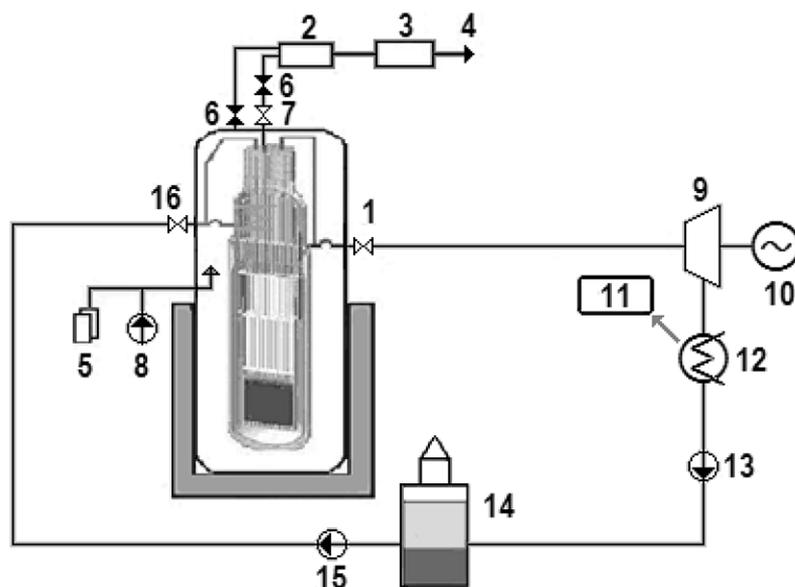


Рис. 1. Системы обеспечения радиационной безопасности и взрывозащиты: 1 – пар на турбину; 2 – установка каталитического сжигания водорода; 3 – установка подавления активности УПАК-2; 4 – спецвентиляция; 5 – ресивер со сжатым воздухом; 6 – дроссельные клапаны; 7 – отсекающая арматура; 8 – компрессор; 9 – турбина; 10 – генератор; 11 – установка сжигания водорода и подавления активности (УПАК-1); 12 – конденсатор; 13 – конденсатный насос; 14 – деаэризатор; 15 – питательный насос; 16 – подача воды в реактор

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 почву, поступлением его в организм человека по пищевым цепочкам, аккумулярованием в эндокринной системе, большим периодом полураспада ($T_{1/2} = 8$ сут).

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 в сравнении с уровнем на работающем реакторе (в 500 – 800 раз при 100%-ом выходе из-под оболочек).

Для ограничения распространения ^{131}I и других радиоактивных веществ в окружа-

ющую среду на реакторе ВК-50 предусмотрены системы, аналогичные локализирующим системам безопасности легководных реакторов типа PWR (ВВЭР) и BWR:

- система прочноплотных боксов (аналог первичной защитной оболочки (ПЗО) или «контейнента»);
- дренажная (спринклерная) система орошения атмосферы аварийного помещения;
- система отведения избыточной среды из прочноплотных 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 дренажной 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 пяти.

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).

Таблица 1

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

Наименование	Значение
<i>Радиационное событие – разрыв питательного трубопровода контура теплоносителя на неотсекаемом от реактора участке</i>	
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 йода-131 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
<i>Из двух систем локализации радиозоллей в работе остается либо спринклерная система, либо волокнистые тканевые фильтры</i>	

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/г.) [3].

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

Таблица 2

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

Радионуклид	Значение активности выбросов
Йод-131	0,3 ГБк
Сумма радионуклидов йода	2 ГБк
Сумма радионуклидов ГПД	0,5 ТБк
Сумма радионуклидов продуктов коррозии	6 МБк

При указанном в таблице составе радиобиологическое воздействие на население практически полностью определяется воздействием ^{131}I через пищевые цепочки. Облучение населения через пищевые цепочки при поверхностном загрязнении почвы ^{131}I не превышает 0,006 мЗв, а внешнее облучение от облака выброса – 0,001 мЗв. Индивидуальный риск при таком облучении не превысит $5 \cdot 10^{-7}$, что ниже предела индивидуального пожизненного риска в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения населения ($5 \cdot 10^{-5}$) и ниже уровня пренебрежимого риска ($1 \cdot 10^{-6}$) [4].

Непревышение допустимых норм по радиационной безопасности является результатом

- локализации радионуклидов йода спринклерной системой боксов;
- очистки 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, герметизация ПЗО приводит к

- технической сложности определения активности в аварийных помещениях в связи с необходимостью обеспечения работоспособности датчиков, работающих внутри помещений с повышенной влажностью;
- образованию гремучей смеси при конденсации истекающего теплоносителя;
- потере фильтрующими элементами адсорбционных свойств.

Недостатком схемы герметичной ПЗО является зависимость работоспособности каталитических рекомбинаторов от влажности газовой смеси. Катализаторы на основе платины, родия, осмия, иридия, рутения или палладия теряют работоспособность при высокой влажности парогазовой смеси. Влажный насыщенный пар конденсируется в порах катализатора, препятствуя проникновению водорода к активной поверхности оборудования и увеличивая вероятность образования гремучей смеси в верхних точках ПЗО. Таким образом, решение проблемы радиационной безопасности при авариях за счет герметичного оборудования приводит к разрушению этого оборудования и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду.

Для обеспечения взрывобезопасности реакторной установки необходимо отведение истекающего теплоносителя из аварийных помещений через систему утилизации радиоактивных веществ. При этом требуется предварительная осушка конденсирующейся парогазовой смеси, поскольку при 100%-ой влажности не только каталитические рекомбинаторы, но и тканевые, а также угольные фильтры практически полностью теряют адсорбционные свойства.

Эти проблемы были исследованы, а их решения практически отработаны на установке ВК-50.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПРИ АВАРИЯХ

Обеспечение взрывозащищенности установки ВК-50 вентиляцией внутреннего объема боксов связано с разработкой новых подходов к измерениям активности в аварийных помещениях.

Для непрерывного радиационного контроля при авариях была разработана не имеющая аналогов автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) при авариях. Система была смонтирована и введена в эксплуатацию в 2004 г. [6].

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

При создании системы были учтены экспериментальные и расчетные исследования 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 помещениях (ПЗО) резко возрастают давление (до 0,175 МПа) и температура парогазовой среды (до 115°C). Используемые в АСРК блоки детектирования «Орешник» (БДМГ-08Р) имеют граничные условия работы 50°C, 80% влажности и давление до 120кПа. Поэтому эти детекторы размещены с внешней стороны коробов спецвентиляции, что обеспечивает нормальные условия их работы при аварии.

Таблица 3
Расчитанные значения мощности гамма-излучения около воздухопроводов спецвентиляции после массовой разгерметизации оболочек твэлов при тяжелой аварии

Нуклид	Мощность дозы гамма-излучения, мЗв/ч	Нуклид	Мощность дозы гамма-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

В таблице 3 приведены расчитанные значения мощности гамма-излучения около воздухопроводов спецвентиляции от радиоактивных продуктов деления.

Из таблицы видно, что активность выброса определяют изотопы ксенона (¹³³Xe и ¹³⁵Xe).

Уставки на срабатывание сигнализации были установлены следующим образом:

- 10 мкЗв/ч в районе датчика – трехкратное увеличение значения мощности дозы от фонового значения, что фиксирует предаварийную ситуацию – появление течи теплоносителя и повышение концентрации радиоактивных продуктов деления в аварийном боксе до 0,05 ГБк/м³;

- 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 как

$$q = (P - P_{\phi}) / S_0,$$

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

ТЕХНОЛОГИЯ ОПТИМАЛЬНОГО СОЧЕТАНИЯ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ И СИСТЕМ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ КИПАЩЕГО РЕАКТОРА В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

На основании выполненных исследований фазового переноса радиоактивности и отработанных методов эффективного сжигания водорода были разработаны устройства и способы обеспечения безопасности корпусного кипящего реактора при аварии.

Метод оптимального сочетания систем безопасности и нормальной эксплуатации расчетно обоснован экспериментами с конструкционным оборудованием на реакторе ВК-50 и предполагает обеспечение взрывобезопасности и радиационной безопасности за счет постоянного удаления газов в систему очистки и сжигания водорода.

Взрывобезопасность при нормальной эксплуатации обеспечивается постоянной вентиляцией замкнутого объема между корпусами реактора и ПЗО (контейнмента) через систему каталитического сжигания водорода (рис. 2). Платиновый катализатор, установленный на сдувочной линии ПЗО, прогрет до температуры 200 – 220°С. Вентиляция межкорпусного объема организована сжатым воздухом. Подача сжатого воздуха во внутреннее пространство контейнмента в режиме нормальной эксплуатации осуществляется компрессором (поз. 8 рис. 1), при потере электроснабжения – от ресивера (поз. 5 рис. 1). По содержанию радиолитического водорода и радиоактивности в воздушной среде контейнмента осуществляется постоянный контроль герметичности корпуса реактора.

Во время режима «выбег генератора» за счет аккумулированного тепла в контуре теплоносителя (пара, остающегося в трубопроводах и в самом реакторе [8]) осуществляется работа турбоагрегата установки в течение трех минут после срабатывания аварийной защиты [7]. В результате весь водород из реактора вместе с радиоактивными газами отводится в конденсатор (поз. 12 рис. 1), а из конденсатора эжектором – на установку сжигания водорода (поз. 11 рис. 1).

После завершения режима «выбег генератора» организуется автоматический перевод вентиляции парового объема реактора на установку сжигания водорода (поз. 7 рис. 1) с предварительной конденсацией влаги на прямоточном парогенерирующем теплообменнике, расположенном под крышкой реактора (поз. 3 рис. 2). Размещение под

крышкой реактора имеет следующие преимущества: теплообменник и присоединенные к нему трубопроводы находятся в режиме ожидания включения как сухотрубы, т. е. без теплоносителя, что обеспечивает взрывобезопасность системы.

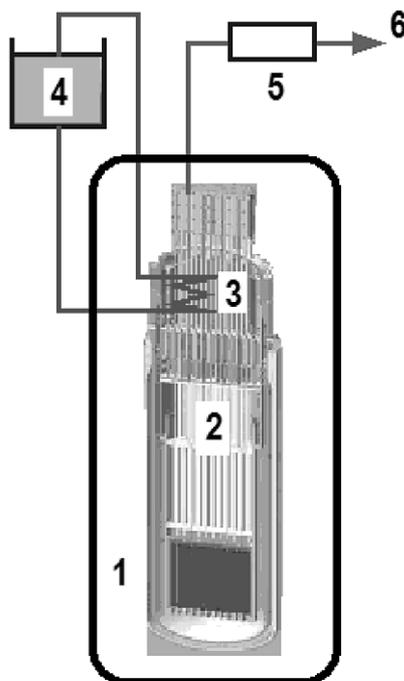


Рис. 2. Система конденсации влаги в парогазовой смеси, направляемой на систему каталитического сжигания водорода: 1 – первичная защитная оболочка (контейнмент); 2 – корпусной кипящий реактор; 3 – конденсатор аварийного расхолаживания (теплообменник, расположенный под крышкой реактора); 4 – бак аварийного расхолаживания; 5 – установка сжигания водорода; 6 – к системе подавления радиоактивности (УПАК)

Радиационная безопасность при аварии с разгерметизацией корпуса реактора обеспечивается следующим образом.

Во всех режимах эксплуатации вентилируемый в ПЗО воздух направляется на установку подавления активности. Установка УПАК-2 (поз. 3 рис. 1) по принципу действия аналогична установке УПАК-1 (поз. 11 рис. 1), очищающей выбросы после эжекторов турбины.

Установка УПАК-1 постоянно находится в работе и обеспечивает радиационную безопасность при нормальной эксплуатации реактора и во время режима «выбег генератора».

По окончании режима «выбег генератора» в дополнение к постоянной вентиляции внутреннего объема контейнента на систему УПАК-2 переводится сдвух газовой смеси из корпуса реактора (поз. 7 рис. 1).

В случае потери электропитания и остановки холодильной машины системы УПАК-2 радиоактивные газы автоматически перенаправляются на цеолит. Технология осушки газов цеолитовыми адсорберами опробована на практике – цеолит способен осушать влажный газ в течение трех суток.

ВЫВОДЫ

1. Приведены результаты исследований радиационной безопасности и взрывозащищенности реакторной установки ВК-50.
2. Выявленные особенности фазового переноса радиоактивных веществ и радиоли-

тических процессов позволяют предотвращать взрывы в оборудовании и поддерживать уровень выбросов в окружающую среду в рамках допустимых радиационных параметров.

3. Отработанная на ВК-50 технология позволяет надежно контролировать радиационную обстановку при авариях на корпусных кипящих реакторах с естественной циркуляцией теплоносителя.

4. Обоснованный метод оптимального сочетания систем безопасности и систем нормальной эксплуатации показал принципиальную возможность надежной работы установок сжигания водорода и очистки от радиоактивных веществ при авариях с разгерметизацией контура теплоносителя.

Литература

1. Akio S. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants / S.Akio, S.Shigeru, F.Toshihiro // 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, N6. – P. 2-4.
3. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» // Российская газета. – 2009. – 11 сентября. – П.3.1.6.
4. Там же. П.2.3.
5. Там же. П.3.1.6.
6. Курский А.С. Создание автоматизированной системы контроля выбросов РВ при авариях на ИЯУ ВК-50 / А.С. Курский, Д.Ф. Тульников, Е.К. Якин, В.Д. Кизин / Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2005г.). – Димитровград: Издание ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. – С. 43-44.
7. Курский А.С. Корпусные кипящие реакторы для атомной теплофикации / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, В.В. Калыгин, М.Н. Святкин, И.И. Семидоцкий // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111, вып. 5. – С. 297-302.
8. Курский А.С. Перспективы атомной теплофикации в России / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.И. Семидоцкий // Теплоэнергетика. – 2012. – №5. – С. 3-9.

Поступила в редакцию 14.05.2013

Автор

Курский Александр Семенович, главный инженер, кандидат техн. наук
E-mail: kurskiyy.aleksandr@rambler.ru

УДК 621.039.7

SUBSTANTIATION OF BOILING WATER REACTORS SAFETY IN CASE OF LARGE SPILLS COOLANT

Kurskij A.S.

High Tech Research Institute of Inorganic Materials (JSC «HTRIIM»)
5a, Rogova st., Moscow, 123098, Russia

ABSTRACT

Experimental data of the prototype reactors radiation safety are needed for large-scale deployment of innovative power units at the present stage of nuclear industry. The article is devoted to the results description of radiolytic processes and radiation safety of the VK-50 reactor facility. VK-50 is the reactor with natural circulation of coolant.

The information was obtained by empirical research. Estimated studies of the reactors radiation safety are based on the results of pilot studies.

The article is devoted to the results description of radiation safety of the VK-50 reactor facility. VK-50 is the reactor with natural circulation of coolant. The article describes the features of the catalytic combustion systems in accidents. The feature of phase transfer radioactivity can limit the consequences of severe accidents on the boiling-water reactor.

The unprecedented method is developed for determining the radioactive situation in the emergency box. The technological scheme and the operating conditions prevent the emergencies with explosions in equipment and shut out the accident with outlet of radioactive substances into the environment. The feature of phase transfer radioactivity can limit the consequences of severe accidents with coolant leakage.

The obtained results can be applied to confirmation of safety and to enhancement BWR.

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

REFERENCES

1. Akio S. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants / S.Akio, S.Shigeru, F.Toshihiro // Toshiba review, 2005, v. 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, no. 6, pp. 2-4.
3. Sanitarnie normy i pravila «Normy radiacionnoj bezopasnosti-99» [Sanitary rules and norms] Rossijskaya gazeta, Sept. 11, 2009. (in Russian)
4. [Ibid, p.2.3]
5. [Ibid, p.3.1.6]
6. 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 on the VK-50]. *Godovoy otchet (otchet ob osnovnykh issledovatel'skikh rabotakh, vypolnennykh v 2005 g.)* [Annual report (report on the main research papers made in 2005)]. Dimitrovgrad, 2006, pp. 43-44. (in Russian)
7. Kurskij A.S., Eshcherkin V.M., Kalygin V.V., Semidotskiy S.S. Korpusnie kipyaschie rectory dlya atomnoy teplofikatsii [Boiling water vessel reactors for nuclear district heating]. *Atomnaya Energiya*. 2012, v. 111, no. 5, pp. 297-302.
8. Kurskij A.S., Kalygin V.V., Semidotskiy S.S. Perspektivy atomnoy teplofikatsii v Rossii [Prospects of nuclear district heating in Russia]. *Teploenergetika*. 2012, no. 5, pp. 3-9.

Author

Kurskij Alexandr Semyonovich, Chief Engineer JSC «HTRIIM», Cand. Sci. (Phys.Math.)
E-mail: kurskiyy.aleksandr@rambler.ru.