

АНАЛИЗ ПРОЦЕССОВ МАССОПЕРЕНОСА В РЕАКТОРЕ ПРИ АВАРИИ С ТЕЧЬЮ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

А.В. Куликов, А.Н. Лепехин, В.И. Полуничев

*АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова»
603074, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15*



Цель работы – оптимизация параметров системы проливки, имеющей в своем составе гидроаккумулятор с газом под давлением, для судового водо-водяного реактора в авариях с течью теплоносителя. При сохранении заданного объема гидроаккумулятора оптимизировались соотношение воды и газа в гидроаккумуляторе и гидравлическое сопротивление трассы между гидроаккумулятором и реактором.

Для описания основных динамических процессов использовалась математическая модель и выполнялся расчетный анализ. Реализована серия численных расчетов для моделирования динамики поведения уровня теплоносителя в реакторе в ходе аварии при варьировании тех параметров, по которым производилась оптимизация. Получены оценки минимального и максимального значений уровня теплоносителя в зависимости от исходного соотношения воды и газа в гидроаккумуляторе при различных диаметрах сужающего устройства на трассе между гидроаккумулятором и реактором. Результаты получены с учетом ограничительных условий, требующих, чтобы в ходе проливки уровень теплоносителя оставался выше активной зоны и ниже патрубка истечения. Первое условие соответствует нахождению активной зоны в безопасном состоянии, второе – исключению водяного истечения теплоносителя. Целевой функцией оптимизации служило достижение максимального интервала времени, в котором данные условия одновременно выполняются.

Предложена методика выбора оптимальных параметров системы проливки, позволяющих обеспечить в авариях с течью теплоносителя максимальное время нахождения активной зоны в безопасном состоянии при заданном объеме гидроаккумулятора. Методика позволяет проводить оценки начиная с ранних стадий проектирования реакторной установки.

Ключевые слова: авария, течь теплоносителя, уровень теплоносителя, активная зона, безопасное состояние, оптимизация, система проливки, реактор, гидроаккумулятор, расчетный анализ.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В Российской Федерации создан и успешно функционирует гражданский атомный флот. В его составе используются судовые реакторные установки (РУ) с водо-водяными реакторами и газовыми компенсаторами давления (КД) для создания давления

© **А.В. Куликов, А.Н. Лепехин, В.И. Полуничев, 2018**

в первом контуре, выполненными в виде отдельных емкостей, заполненных водой и азотом [1 – 3]. Одним из основных требований к РУ является их высокая безопасность.

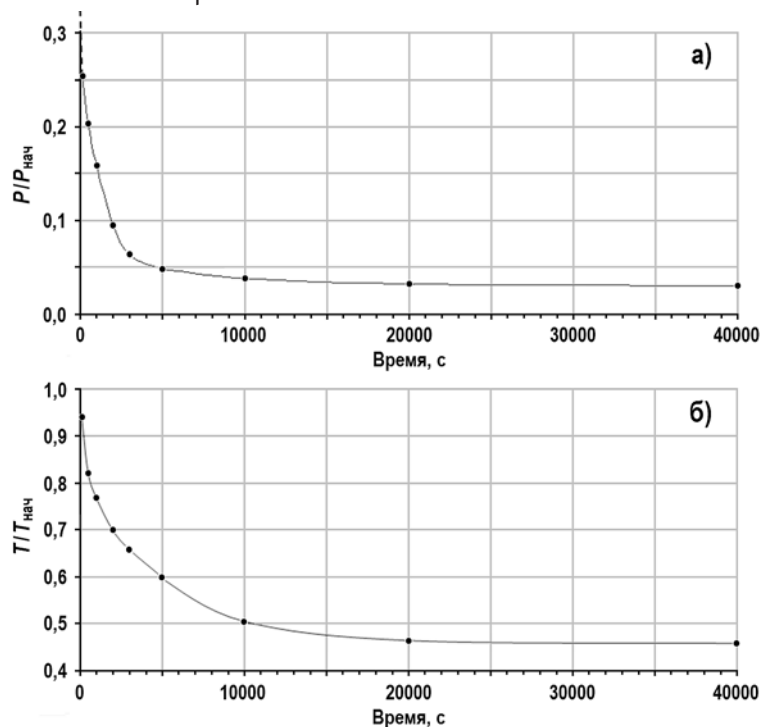


Рис. 1. Характерное поведение во времени основных теплогидравлических параметров в первом контуре при аварии с течью: а) – относительное давление; б) – относительная температура теплоносителя

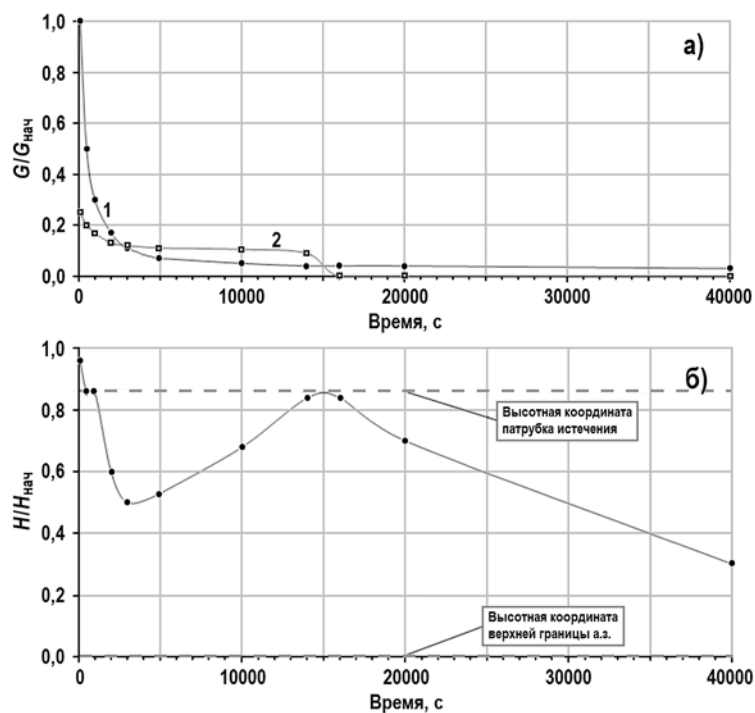


Рис. 2. Характерное поведение во времени основных теплогидравлических параметров в первом контуре при аварии с течью: а) – относительные расходы истечения (1) и проливки (2); б) – относительный уровень теплоносителя

В статье рассматривается потенциальная авария с течью теплоносителя первого контура – разрыв трубопровода максимального сечения, соединенного с реактором. С учетом многолетнего опыта анализа подобных аварий [4 – 8] протекание процессов и характерное поведение основных теплогидравлических параметров реактора при данной аварии представляется следующим (рис. 1, 2). Параметры даны в относительных единицах, приведенных к начальным значениям на момент разгерметизации.

В начале аварии до осушения патрубков происходит водяное истечение теплоносителя. Процесс сопровождается быстрым, с характерными временами порядка десятков секунд, снижением давления и температуры теплоносителя в первом контуре, соответственно, падает и расход истечения.

Защитные действия в этой ситуации, наряду со сбросом аварийной защиты и подключением средств расхолаживания, включают в себя подачу воды в реактор от пассивной системы, например, от гидроаккумуляторов (ГА) [3]. Параметры системы (давление, соотношение объемов воды и газа в ГА, гидравлические характеристики трассы от ГА до реактора и др.) оптимизируются, как правило, исходя из условия максимально длительного поддержания уровня теплоносителя в реакторе выше активной зоны (с целью исключения ее плавления) при принятом суммарном объеме ГА.

По мере снижения давления в первом контуре происходит вскипание теплоносителя в реакторе и поступление газа из КД в реактор, что приводит к образованию парогазового объема под крышкой реактора, из которого и происходит истечение парогазовой смеси после снижения уровня ниже патрубка. Через некоторое время наступает относительное равновесие между процессами истечения парогазовой смеси, кипения теплоносителя и поступления воды в реактор из ГА. Характерные времена этих процессов – несколько тысяч секунд. Изменение уровня теплоносителя на этой стадии определяется, преимущественно, балансом между расходом истечения и поступлением воды в реактор из ГА. Очевидно, что чем ближе значения расхода истечения из реактора и поступления воды из ГА в реактор, тем стабильнее уровень теплоносителя в реакторе.

После осушения ГА происходит снижение уровня воды в реакторе за счет ее выкипания. Время безопасного состояния активной зоны (АЗ) определяется временем снижения уровня воды до верха АЗ. Характерные времена этих процессов – десятки тысяч секунд.

Оптимизация параметров системы проливки, направленная на максимально длительное поддержание уровня воды в реакторе выше АЗ, может быть проведена внутри определенных диапазонов изменения наиболее значимых параметров. Эти диапазоны определяются конструктивными возможностями, массогабаритными характеристиками систем и т.д. При этом необходимо выполнение определенных условий – критериев протекания режима.

Данная работа посвящена оценке возможностей оптимизации следующих параметров системы проливки:

- исходное соотношение воды и газа в ГА при заданном их суммарном объеме – больший объем воды обеспечивает больший резерв времени, однако при этом уменьшается исходный объем газа, что соответственно сказывается на динамике поступления воды из ГА в реактор и на возможности поддержания уровня в реакторе выше АЗ;

- гидравлическое сопротивление трассы между ГА и реактором, которое также влияет на характер истечения воды из гидроаккумулятора. Необходимая гидравлическая характеристика трассы обеспечивается, как правило, сужающим устройством.

Критерии, выполнение которых необходимо обеспечить в ходе протекания аварии для обеспечения максимального времени безопасного состояния АЗ, таковы:

- отсутствие снижения уровня теплоносителя в реакторе ниже верхней границы АЗ;
- минимальное время снижения и дальнейшее поддержание уровня теплоносителя в реакторе ниже патрубка истечения.

ОПИСАНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ АНАЛИЗА ДИНАМИКИ ПРОЦЕССОВ МАССОПЕРЕНОСА

В модели учитываются следующие основные процессы:

- водяное или паровое истечение из реактора (соответствующие расходы вычисляются с учетом возможности критического истечения);
- поступление воды из ГА в реактор;
- изменение давлений в реакторе и ГА;
- изменение объема газа в ГА;
- изменение уровня в реакторе.

Массообмен между реактором и КД в данном анализе не учитывался.

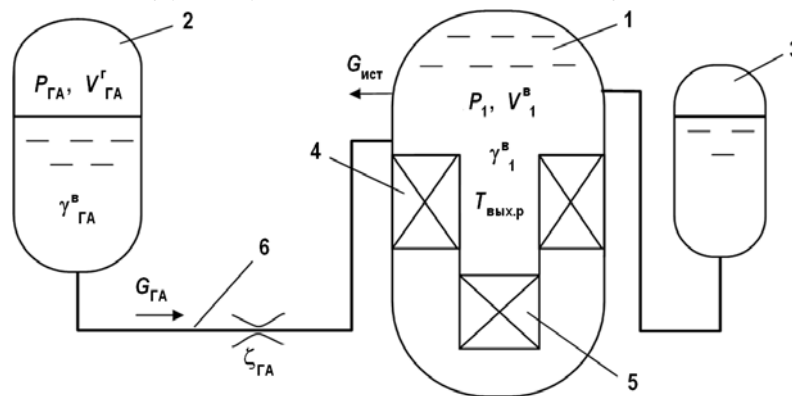


Рис. 3. Расчетная схема системы проливки реактора (исходное состояние): 1 – реактор; 2 – гидроаккумулятор; 3 – компенсатор давления; 4 – парогенератор; 5 – активная зона; 6 – трубопровод проливки

Модель, соответствующая этапу водяного истечения из реактора. Расчетная схема модели приведена на рис. 3, где $V_{ГА}^g$ – объем газовой подушки в ГА, м³; V_1^b – объем воды в реакторе над активной зоной, м³; $P_{ГА}$, P_1 – давления в ГА и реакторе соответственно, Па; $\gamma_{ГА}^b$, γ_1^b – плотности воды в ГА и реакторе соответственно, кг/м³; $G_{ист}$ – расход истечения из реактора, кг/с; $G_{ГА}$ – расход воды из ГА в реактор, кг/с; $\zeta_{ГА}$ – коэффициент гидравлического сопротивления трубопровода проливки (трассы слива из ГА); $F_{ГА}$ – площадь проходного сечения, к которому отнесено гидравлическое сопротивление на трассе слива из ГА, м².

Уравнения для давления и объема газа в ГА

$$\frac{dP_{ГА}}{dt} = -\frac{\kappa \cdot P_{ГА}}{V_{ГА}^g} \cdot \frac{dV_{ГА}^g}{dt}, \quad (1)$$

$$\frac{dV_{ГА}^g}{dt} = \frac{G_{ГА}}{\gamma_{ГА}^b}. \quad (2)$$

Уравнение для давления в реакторе

$$\frac{dP_1}{dt} = -\frac{G_{ГА} - G_{ист}}{V_1^b \cdot \partial \gamma_1^b / \partial P}. \quad (3)$$

Расход воды из ГА в реактор

$$G_{ГА} = F_{ГА} \sqrt{2 \cdot \lambda_{ГА}^b \cdot (P_{ГА} - P_1) / \zeta_{ГА}}. \quad (4)$$

Расход истечения из реактора [9]

$$G_{ист} = \mu \cdot F_{ист} \cdot [2 / (\kappa + 1)]^{1/(\kappa-1)} \sqrt{2 \kappa \cdot \gamma'(P_1) \cdot P_1 / (\kappa + 1)}, \quad (5)$$

где μ – коэффициент расхода; $F_{\text{ист}}$ – площадь проходного сечения патрубка, из которого происходит истечение теплоносителя, м^2 ; κ – показатель адиабаты для азота [10]; γ' – плотность воды на линии насыщения при давлении в реакторе, кг/м^3 [11, 12].

Модель, соответствующая этапу парового истечения из реактора. Уравнения для давления и объема газа в ГА (1) и (2), а также для расхода воды из ГА в реактор (4) и расхода истечения (5) сохраняются.

Давление в реакторе принимается равным давлению насыщения при температуре теплоносителя первого контура на выходе из АЗ [11, 12]

$$P_1 = P_s(T_{\text{вых.р}}). \quad (6)$$

Температура теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны принимается в виде граничного условия (заданная функция времени), определяемого балансом мощностей остаточных тепловыделений, теплоотвода через ПГ и уноса с паром вследствие кипения в АЗ:

$$T_{\text{вых.р}} = f(t). \quad (7)$$

Эффектами, связанными с конденсацией пара на осушенной части трубчатой системы парогенератора в присутствии неконденсирующегося газа, пренебрегается.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ АНАЛИЗА И ПОЛУЧЕННЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Производился поиск оптимального соотношения между исходными объемами воды и газа в ГА при сохранении их суммарного объема. Варьирование отношения исходного объема газа к суммарному объему ГА выполнялось для определенного набора гидравлических характеристик трассы между ГА и реактором. При этом в качестве основного параметра, определяющего гидравлическую характеристику трассы, использовался диаметр сужающего устройства. Диапазон его изменения принимался из практики проектирования подобных систем.

Характерное поведение уровня теплоносителя в процессе подачи воды из ГА в реактор в общем случае следующее: вначале происходит относительно быстрое снижение до минимального значения, соответствующего моменту первого уравнивания расходов истечения и проливки, затем увеличение уровня, связанное с превышением расхода проливки над расходом истечения, достижение максимального значения, соответствующего моменту второго уравнивания расходов истечения и проливки, а далее – монотонное снижение уровня после осушения ГА. Разумеется, при некоторых сочетаниях параметров возможно отсутствие одного или даже обоих вышеописанных экстремумов. Однако на практике это означает, что расходы истечения из реактора и поступления воды из ГА не являются близкими, т.е. параметры системы проливки далеки от оптимальных. Следовательно, использование такого набора параметров не имеет смысла для решения задачи обеспечения максимального времени безопасного состояния АЗ.

На рисунках 4, 5 приведены результаты оценок для минимального и максимального значений уровня теплоносителя в зависимости от отношения исходного объема газа к суммарному объему ГА при различных диаметрах сужающего устройства на трассе между ГА и реактором. На эти результаты наложены также ограничения, вытекающие из названных выше критериев по снижению и повышению уровня – недопустимые области находятся за пределами заштрихованной области. Для полученных допустимых областей параметров в ходе проливки уровень теплоносителя остается выше АЗ и ниже патрубка истечения.

Исходя из задачи максимально длительного поддержания уровня теплоносителя в реакторе выше АЗ, можно, оставаясь в пределах областей параметров, приведенных на рис. 4, 5, оценивать максимально возможное время этого поддержания. При уменьшении отношения объема газа к объему воды в ГА несколько увеличивается время осуше-

ния ГА, поскольку при прочих равных условиях увеличивается количество располагаемой воды. Однако при уменьшении объема газа увеличивается темп снижения давления в ГА при уходе воды из него, поэтому уменьшается текущий расход проливки и снижается эффективность данной системы, что и подтверждается приведенными ниже результатами.

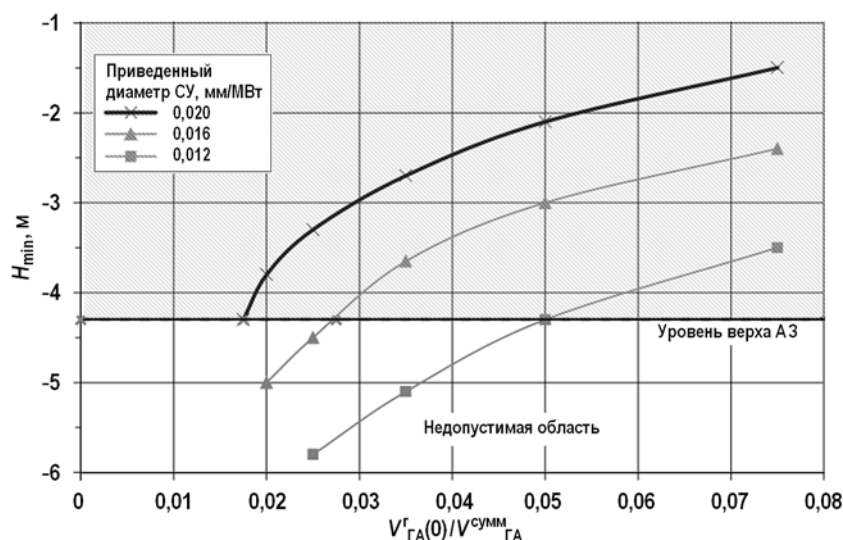


Рис. 4. Минимальное значение уровня теплоносителя в реакторе в зависимости от отношения исходного объема газа к суммарному объему ГА при различных диаметрах сужающего устройства

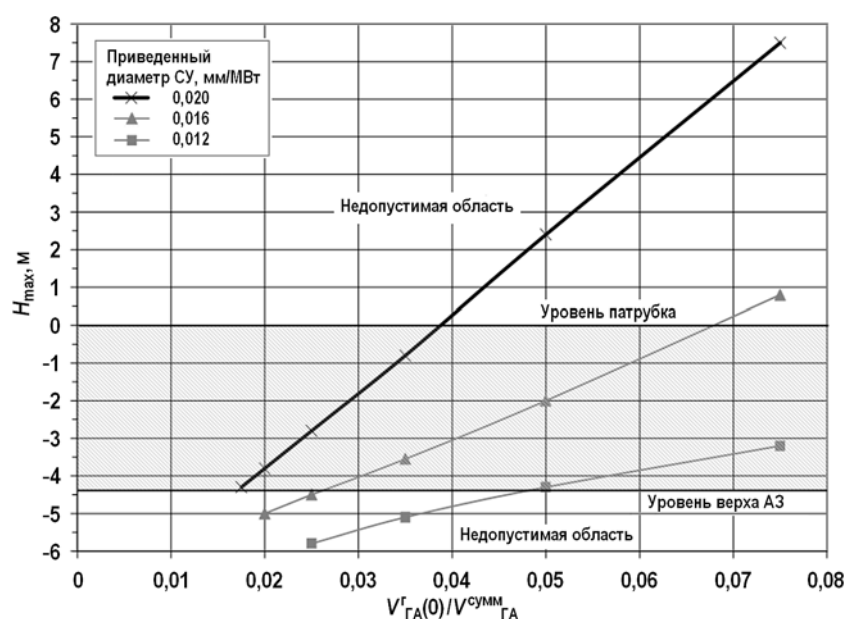


Рис. 5. Максимальное значение уровня теплоносителя в реакторе в зависимости от отношения исходного объема газа к суммарному объему ГА при различных диаметрах сужающего устройства

На рисунке 6 показаны зависимости времени осушения ГА от отношения исходного объема газа к суммарному объему ГА при различных диаметрах сужающего устройства (заштрихованная часть кривых соответствует ограничениям по повышению уровня). Видно, что зависимости имеют характерные предельные точки, в которых достигается ограничение по снижению уровня до высотной отметки верхней границы АЗ (штрихами

исходной массы воды в ГА изменяется незначительно, поскольку на практике отношение объема газа к объему воды в ГА принципиально выбирается малым (порядка 0,05 – 0,1) – именно с целью обеспечения максимального запаса воды. При более высоких расходах проливки это время достигается раньше (кривые 1 и 2, моменты времени t_1 и t_2 соответственно). Величина начального значения расхода проливки ограничивается сверху условием исключения достижения уровня патрубка. На рисунке 7 это условие соответствует ширине полосы « Δm до патрубка» – между $m_{\text{ист}}(t)$ (кривая А) и штриховой кривой С.

Разумеется, после осушения ГА расход проливки равен нулю и дальнейший рост соответствующей кривой $m_{\text{прол}}(t)$ прекращается. При уменьшении расхода проливки и, соответственно, снижении темпа роста кривой $m_{\text{прол}}(t)$ пересечение происходит позже (кривые 3 и 4, моменты времени t_3 и t_4). Именно это и происходит при оптимизации параметров системы проливки, направленной на увеличение времени осушения ГА.

В то же время, чем меньше расход проливки, тем быстрее растет разность масс уходящей из реактора и поступающей в него воды. Эта разность должна быть ограничена на основании другого выбранного критерия величиной массы воды, исходно находящейся в реакторе выше высотной отметки верхней границы АЗ. На рисунке она соответствует ширине полосы « Δm над АЗ» – между $m_{\text{ист}}(t)$ (кривая А) и штриховой кривой В. Таким образом, при уменьшении расхода проливки до некоторой величины запас времени в рассматриваемой аварии перестает быть связан с увеличением времени осушения ГА, а определяющим становится время до начала осушения активной зоны (см. момент времени t'_4 вместо t_4 на рис. 7).

Предельным (математически оптимальным) является такое значение расхода проливки, при котором момент времени осушения ГА точно совпадает с моментом начала осушения АЗ (см. момент времени t_3 на рисунке). Этот момент определяется двумя константами задачи – $m_{\text{ГА}}$ (исходная масса воды в ГА) и « Δm над АЗ» (масса воды, исходно находящейся выше верхней границы АЗ), соответственно, он одинаков для любой кривой на рис. 6. Однако следует заметить, что в практическом аспекте необходимо иметь некоторый запас относительно данного математического оптимума. На основании опыта проектирования подобных систем диаметр сужающего устройства нецелесообразно выбирать ниже некоторой технически обоснованной величины, например, исходя из исключения возможности засорения.

Некоторое увеличение запаса времени в рассматриваемой аварии может быть получено за счет введения задержки на подключение ГА. В то же время в масштабе протекания аварии в целом данное увеличение ожидается незначительным – допустимая величина задержки $\Delta t_{\text{задерж}}$ (показана заштрихованным прямоугольником на рис. 7) определяется временем уноса из реактора массы воды, находящейся выше верхней границы активной зоны « Δm над АЗ», при этом скорость изменения массы в начале процесса максимальна.

ВЫВОДЫ

1. При использовании в авариях с потерей теплоносителя первого контура пассивных систем для подачи воды в реактор (гидроаккумуляторов с газовым поддавливанием) целесообразна оптимизация параметров этих систем, например, в части исходного соотношения воды и газа при заданном суммарном объеме, а также гидравлического сопротивления трассы между гидроаккумулятором и реактором (в частности, диаметра сужающего устройства на трассе).

2. Целевой функцией оптимизации может служить достижение максимального интервала времени, в котором одновременно выполняются следующие критерии (ограничительные условия):

- отсутствие снижения уровня теплоносителя в реакторе ниже верхней границы АЗ;
- минимальное время снижения и дальнейшее поддержание уровня теплоносителя

в реакторе ниже патрубка истечения.

При соблюдении этих условий может обеспечиваться максимально длительное поддержание уровня теплоносителя в реакторе выше АЗ. Это позволяет повысить время безопасного состояния РУ в авариях ЛОСА.

3. Показано, что существует предельное значение интервала времени, в котором одновременно выполняются вышеназванные критерии. Это значение не зависит от гидравлических характеристик трассы между ГА и реактором, а определяется исходной массой воды в ГА и массой воды, исходно находящейся выше верхней границы АЗ.

4. Ориентируясь на данное предельное значение интервала времени, а также задавая определенным значением диаметра сужающего устройства, можно однозначно определить оптимальные параметры системы проливки реактора, позволяющие обеспечить максимальное время нахождения АЗ в безопасном состоянии при заданном общем объеме гидроаккумулятора.

5. Изложенная методика анализа позволяет проводить оценки оптимальных параметров системы проливки, начиная с ранних стадий проектирования. Для получения уточненных характеристик, например, при выполнении анализа безопасности, необходимо проведение расчетов с использованием системных кодов (например, [13, 14]), описывающих процессы в целом с учетом теплообмена в парогенераторах, конденсации пара в присутствии неконденсирующегося газа и др. с целью подтверждения эффективности систем безопасности в авариях с потерей теплоносителя.

Литература

1. Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, Safety Approaches and R&D Trends. Final report of a technical meeting held in Vienna, 7-11 June 2004. IAEA-TECDOC-1451. IAEA, Vienna, 2005.
2. Зверев Д.Л., Пахомов А.Н., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Кабин С.В. Реакторная установка нового поколения РИТМ-200 для перспективного атомного ледокола // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 6. – С. 323-328.
3. Фадеев Ю.П., Беляев В.М., Пахомов А.Н., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Турусов А.Ю., Воробьев В.М. РУ повышенной мощности для ледоколов. IV Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (Москва, 27-30 сентября 2016 г.) (IV МНТК НИКИЭТ-2016): сб. докладов. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2016. – Т.1. – С. 577-581
4. Kuul V.S., Samoilov O.B., Falkov A.A. VPBER-600 Integral reactor thermohydraulic study during LOCAs. NURETH-5. Proc.Int.Top.Meet on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Salt Lake City, Utah, USA, September 21-24, 1992.
5. Воробьева М.В., Гусев А.С., Лепехин А.Н., Морозов О.А. Расчетный анализ безопасности реакторной установки плавучей атомной станции в г. Северодвинске с использованием кода улучшенной оценки RELAP5/mod3.2. / Сб. докл. VII Межд. молодежной научно-техн. конф. «Будущее технической науки». (16 мая 2008 г., Нижний Новгород). – Нижний Новгород: НГТУ им. Р.Е.Алексеева, 2008. – С. 189-190.
6. Лепехин А.Н., Воробьева М.В., Гусев А.С. Анализ безопасности реакторной установки КЛТ-40С для плавучей атомной теплоэлектростанции малой мощности в авариях с потерей теплоносителя 1 контура: тезисы доклада / Сб. докл. VIII Научно-техн. конф. «Молодежь в науке» (10-12 ноября 2009 г.; Саров). – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2010. – С. 16-24.
7. Воробьева М.В., Факеев А.А., Садовников А.В., Лепехин А.Н. Анализ безопасности РУ атомного ледоколовоза «Севморпуть» в авариях ЛОСА в обоснование продления срока эксплуатации // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок: рецензируемый научно-технический сборник / ФЯО ФГУП «НИИТ им. А.П. Александрова» (Сосновый Бор). – СПб.: ООО «Издательство ВВМ», 2016. – № 2 (4). – С. 8-23.
8. Лепехин А.Н., Гусев А.С., Швецов Ю.К., Соколов А.Н. Анализ аварий с потерей теплоносителя по кодам KORCAP/BR и RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 на установке РИТМ-200 при подключении пассивных систем безопасности // Технологии обеспечения жизненного цикла

ядерных энергетических установок: рецензируемый научно-технический сборник / ФЯО ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» (Сосновый Бор). – СПб.: ООО «Издательство ВВМ», 2017. – №1 (7). – С. 29-40.

9. *Идельчик И.Е.* Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1990. – 672 с.

10. *Чиркин В.С.* Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968. – 484 с.

11. *Ривкин С.Л., Александров А.А.* Теплофизические свойства воды и водяного пара. – М.: Энергия, 1980. – 424 с.

12. Thermophysical properties database of material for Light Water Reactors and Heavy Water Reactors. Final report of a coordinated research project 1999–2005. IAEA-TECDOC-1496. IAEA, Vienna, 2006

13. RELAP5/mod3. Code Manual. Idaho National Engineering Laboratory, June 1995, NUREG/CR 5535 V1-V5.

14. *Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В., Данилов И.Г., Коротаев В.Г., Кутьин В.В., Бондарчик Б.Р., Бенедиктов Д.В.* КОРСАР – теплогидравлический код нового поколения для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика – 2001. – №9. С.36-43.

Поступила в редакцию 11.09.2017 г.

Авторы

Куликов Алексей Валерьевич, ведущий инженер-конструктор, канд. техн. наук

E-mail: bolnov@okbm.nnov.ru

Лепехин Андрей Николаевич, начальник отдела, канд. техн. наук

E-mail: lepehin@okbm.nnov.ru

Полунинчев Виталий Иванович, главный специалист по судовым РУ, др. техн. наук, профессор

E-mail: dep59@okbm.nnov.ru

UDC 621.039.586

ANALYSIS OF MASS TRANSFER PROCESSES IN A REACTOR DURING A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT

Kulikov A.V., Lepekhin A.N., Polunichev V.I.

JSC «Afrikantov OKBM»

15 Burnakovsky proezd, Nizhny Novgorod, 603074 Russia

ABSTRACT

The purpose of the work was to optimize the parameters of the spillage system equipped with a gas pressure hydroaccumulator for a ship water-to-water reactor in a loss-of-coolant accident. The water-gas ratio in the hydroaccumulator and the hydraulic resistance of the path between the hydroaccumulator and the reactor were optimized at the designed hydroaccumulator geometric volume.

The main dynamic processes were described using a mathematical model and a computational analysis. A series of numerical calculations were realized to simulate the behavior dynamics of the coolant level in the reactor during the accident. Estimates of the minimum and maximum values of the coolant level were obtained: depending on the initial water-gas ratio in the hydroaccumulator at different diameters of the flow restrictor on the path between the hydroaccumulator and the

reactor. These results were restricted by the conditions that, during spillage, the coolant level should remain above the core and below the blowdown nozzle. The first condition implies that the core is in a safe state, the second excludes the coolant water blowdown. The optimization goal was to achieve the maximum time interval in which these conditions would be satisfied simultaneously.

The authors propose methods for selecting the optimal parameters of the spillage system; these methods provide the maximum time for the core to be in a safe state during a loss-of-coolant accident at the designed hydroaccumulator volume. Using these methods, it is also possible to make assessments from the early stages of designing reactor plants.

Key words: accident, coolant leak, coolant level, the core, safe state, optimization, spillage system, reactor, hydroaccumulator, design analysis.

REFERENCES

1. Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, Safety Approaches and R&D Trends. Final report of a technical meeting held in Vienna, 7-11 June 2004. IAEA-TECDOC-1451. IAEA, Vienna, 2005.
2. Zverev D.L., Pahomov A.N., Polunichiev V.I., Veshnyakov K.B., Kabin S.V. New generation reactor plant RITM-200 for the perspective nuclear icebreaker. *Atomnaya energiya*, 2012, v. 113, iss. 6, pp. 323-328 (in Russian).
3. Fadeev Yu.P., Belyaev V.M., Pahomov A.N., Polunichiev V.I., Veshnyakov K.B., Turusov A.Yu., Vorob'yov V.M. NPP of the raised power for icebreakers. IV International scientific and technical conference «Innovative projects and technologies of nuclear power engineering» (ISTC NIKIET-2016): the collection of reports. Moscow. JSC «NIKIET» Publ., 2016, v 1, pp. 577-581 (in Russian).
4. Kuul V.S., Samoilov O.B., Falkov A.A. VPBER-600 Integral reactor thermohydraulic study during LOCAs. NURETH-5. Proc. Int. Top. Meet. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Salt Lake City, Utah, USA, September 21-24, 1992.
5. Vorob'yova M.V., Gusev A.S., Lepyohin A.N., Morozov O.N. The calculated analysis of reactor plantsafety for floating atomic station in a Severodvinsk with use of a code of improved estimation RELAP5/mod3.2. Proc. of the VII-th International youth scientific and technical conference «Future of technic science» (Nizhny Novgorod, May 16, 2008). Nizhny Novgorod. NSTU n.a. R.E. Alekseev Publ., 2008, pp. 189-190 (in Russian).
6. Lepyohin A.N., Vorob'yova M.V., Gusev A.S. Reactor plant KLT-40S safety analysis for floating small-power atomic thermal-electric power station in loss-of-coolant accidents: report theses. Molodyozh' v nauke [Youth in science]: the collection of reports. VIII scientific and technical conference (Sarov, November 10-12, 2009). Sarov: FSUE «RFYaC-VNIIEF», 2010. - C. 16-24.
7. Vorob'yova M.V., Fakeev A.A., Sadovnikov A.V., Lepyohin A.N. LOCA safety analysis for the atomic lighter carrier «Sevmorput'» reactor in support of its life extension capability. *Technologies of supply of life cycle of nuclear power plants*: reviewed scientific and technical collection. FNO FSUE «NITI n.a. A.P. Aleksandrov» (Sosnovy Bor). St.-Petersburg. OC «Izdatel'stvo VVM» Publ., 2016, no. 2 (4), pp. 8-23 (in Russian).
8. Lepyohin A.N., Gusev A.S., Shvetsov Yu.K., Sokolov A.N. Analyze of loss-of-coolant accidents in RITM-200 power plant at passive safety systems connection at KORSAR/BR and RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 codes. *Technologies of supply of life cycle of nuclear power plants*: reviewed scientific and technical collection. FNO FSUE «NITI n.a. A.P. Aleksandrov» (Sosnovy Bor). St.-Petersburg. OC «Izdatel'stvo VVM» Publ., 2017, no.1 (7), pp. 29-40 (in Russian).
9. Idel'chik I.E. *The reference book on hydraulic resistances*. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1990, 672 p. (in Russian).
10. Chirkin V.S. *Thermophysical properties of materials of nuclear engineering*. Moscow.

Atomizdat Publ., 1968, 484 p. (in Russian).

11. Rivkin S.L., Aleksandrov A.A. *Thermophysical properties of water and water steam*. Moscow. Energiya Publ., 1980, 424 p. (in Russian).

12. Thermophysical properties database of material for Light Water Reactors and Heavy Water Reactors. Final report of a coordinated research project 1999–2005. IAEA-TECDOC-1496. IAEA, Vienna, 2006.

13. RELAP5/mod3. Code Manual. Idaho National Engineering Laboratory, June 1995, NUREG/CR 5535 V1-V5.

14. Migrov Yu.A., Volkova S.N., Yudov Yu.V., Danilov I.G., Korotaev V.G., Kut'in V.V., Bondarchik B.R., Benediktov D.V. KORSAR – thermohydraulic code of new generation for safety justification of the atomic power station with VVER. *Teploenergetika*, 2001, no. 9, pp. 36-43 (in Russian).

Authors

Kulikov Aleksey Valeryevich, Leading Engineer-Designer, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: bolnov@okbm.nnov.ru

Lepekhin Andrey Nikolaevich, Chief of Department, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: lepehin@okbm.nnov.ru

Polunichev Vitaly Ivanovich, Main Expert on Ship Reactor Plants, Dr. Sci. (Engineering), Professor

E-mail: dep59@okbm.nnov.ru