

## **АНАЛИЗ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РАСПЛАВА И ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ВНУТРИКОРПУСНОЙ СТАДИИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ НА АЭС С РУ ВВЭР**

**А.В. Николаева, Д.Л. Гаспаров, С.И. Пантюшин, А.В. Литышев, О.В. Аулова,  
Н.В. Букин, М.А. Быков**

Безопасность атомной энергетики является ключевым фактором, определяющим ее конкурентоспособность по отношению к другим видам производства электроэнергии. С учетом того, что за последние 35 лет произошли три ТА на АЭС в разных странах, то особое внимание российских и зарубежных заказчиков уделяется всестороннему изучению данного типа аварий.

ТА на АЭС с РУ ВВЭР характеризуются совокупностью взаимосвязанных явлений и процессов различной физической природы. Одним из наиболее важных вопросов при анализах ТА является анализ взаимодействия высокотемпературного расплава материалов активной зоны и ВКУ с теплоносителем, которое потенциально может привести к возникновению паровых взрывов. Данный аспект ТА активно исследуется с 1990-х годов. Основные результаты исследований включены в базу STEX.

В соответствии с феноменологией процесса различают внутрикорпусное и внекорпусное взаимодействие расплава с теплоносителем. Поскольку в эксплуатируемых сегодня проектах АЭС с РУ ВВЭР не предусматривается затопление реакторной шахты водой в ходе управления ТА, то моделирование внекорпусного взаимодействия расплава с водой для АЭС с РУ ВВЭР на текущий момент не актуально. При этом, для АЭС с РУ ВВЭР важным представляется вопрос о возможности разрушения корпуса реактора и поддерживающих конструкций ЗО при внутрикорпусных паровых взрывах с последующим выходом продуктов деления в атмосферу (аварии  $\alpha$ -типа).

Паровые взрывы в РУ ВВЭР в виду ряда конструктивных особенностей (отсутствие воды в шахте бетонной, плотная компоновка ВКУ реактора, наличие ряда устройств, обеспечивающих снижение давления теплоносителя в реакторе на момент поступления в него расплава и т.д.) еще менее вероятны, чем в условиях BWR. Тем не менее, основываясь на имеющихся экспериментальных данных нельзя полностью исключить возможность возникновения внутрикорпусных паровых взрывов в ходе ТА на реакторах рассматриваемого типа. В этой связи, на настоящий момент по требованиям зарубежных заказчиков перед ОКБ «ГИДРОПРЕСС» поставлена задача о необходимости обоснования целостности корпуса реактора и поддерживающих конструкций ЗО при внутрикорпусных паровых взрывах с последующим выходом продуктов деления в атмосферу (аварии  $\alpha$ -типа).

Для выполнения требований заказчика на основе международного опыта и с учетом современного уровня знаний в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» была разработана методика оценки нагрузок на элементы корпуса реактора ВВЭР в ходе ТА с энергетическим взаимодействием расплава и теплоносителя. Методика состоит из трех основных этапов. На первом этапе ТА моделируется в реалистичном приближении с применением кода улучшенной оценки. На втором этапе с применением консервативной полуэмпирической методики выполняется оценка параметров теплоносителя в НКР и СКР на момент парового взрыва. На третьем этапе в целях определения возможности и условий разрушения корпуса и его крепежных элементов проводится термомеханический анализ.

На Этапе 1 для анализа ТА на РУ ВВЭР предлагается использовать применяемые в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» компьютерный расчётный код СОКРАТ/В1 и модуль VAREX-M. РК СОКРАТ/В1 предназначен для численного моделирования динамики физико-химических, теплогидравлических и термомеханических процессов, происходящих в реакторных установках с водяным теплоносителем типа ВВЭР при тяжёлых авариях, и для оценки основных параметров РУ, необходимых для расчётного обоснования безопасности на внутрикорпусной стадии тяжёлых аварий. При этом взаимодействие расплава с теплоносителем моделируется как неэнергетическое (паровой взрыв отсутствует). Задачей расчетного анализа на первом

этапе анализа является определение зависимостей основных параметров теплоносителя (давление и температура теплоносителя в НКР и СКР, масса воды в реакторе) и расплава (масса и температура расплава, поступившего в НКР) от времени для определяющих сценариев ТА.

Применяемая на Этапе 2 полуэмпирическая методика основана на следующих допущениях:

1) Принимается консервативная модель детонации, т.е. постулируется наличие детонации парового взрыва в наиболее неблагоприятный момент на этапе смешения расплава с теплоносителем. Природа и происхождение триггера, а также возможность совпадения его интенсивности со значением, необходимым для запуска парового взрыва, остаются вне рассмотрения в рамках данного исследования вследствие недостаточной изученности этого вопроса;

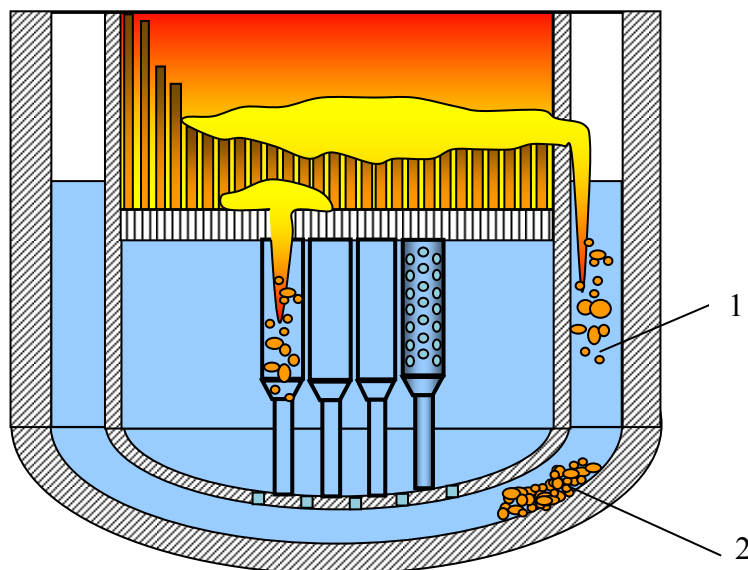
2) Время взаимодействия расплава активной зоны с водой принимается равным 3 мс в соответствии с данными экспериментов.

3) Согласно экспериментальным данным (KROTOS, TROI, ZREX, ALPHA), эффективность энергетического взаимодействия не превышает 0,3 – 3,0 %. В консервативном приближении, при энергетическом взаимодействии эффективность передачи энергии принимается равной 7 %.

4) С точки зрения энергетического взаимодействия расплава с теплоносителем, для РУ ВВЭР наиболее опасным является взаимодействие расплава с теплоносителем в момент проплавления внутрикорпусной шахты реактора. При этом расплав поступает через опоры и/или через боковое проплавление в НКР, где находится теплоноситель (смотри рисунок). В силу перечисленных ранее причин другие случаи взаимодействия расплава с теплоносителем не рассматриваются;

5) Считается, что на момент парового взрыва вся вода, имеющаяся в реакторе на момент взрыва, может потенциально участвовать в энергетическом взаимодействии с расплавом активной зоны (консервативно).

На втором этапе в результате применения полуэмпирической методики определяются давление и температура в НКР и СКР с учетом феноменологии энергетического взаимодействия расплава и теплоносителя (парового взрыва).



1 – опускной участок; 2 – НКР

Схема взаимодействия расплава с водой

На основе данных о давлении и температуре в НКР и СКР на Этапе 3 в целях определения возможности и условий разрушения корпуса реактора и его крепежных элементов проводится термомеханический анализ. Третий этап является темой отдельного исследования, поскольку для вычисления напряженно-деформированного состояния крепежных элементов корпуса реактора (шпилек) и стенки корпуса реактора в области опускного участка

существует множество методов, позволяющих оценить надежность этих элементов. В данной работе такую оценку предлагается выполнить с помощью консервативных инженерных подходов.

С применением разработанной методики выполнен расчет нагрузок на элементы корпуса реактора ВВЭР-1200 для ряда определяющих сценариев ТА. В рамках исследования были рассмотрены такие сценарии ТА, как:

- «Полное обесточивание АЭС при работе на номинальной мощности с отказом СПОТ ПГ»;
- «Полное обесточивание АЭС в стояночных режимах»;
- «Малая течь теплоносителя первого контура на холодной нитке ГЦК»;
- «Большая течь (гильотинный разрыв трубопровода ГЦК) теплоносителя первого контура на холодной нитке ГЦК»;
- «Разрыв дыхательного трубопровода КД»;
- «Гильотинный разрыв линии САОЗ в области НКР»;
- «Гильотинный разрыв линии САОЗ в области СКР»;
- «Разрыв паропроводов в неотсекаемой части»;
- «Течь из первого контура во второй»
- и др.

Результаты исследования показали, что наиболее опасными ТА с точки зрения нагрузок, возникающих при паровых взрывах в корпусе реактора и его крепежных элементах являются ТА, предполагающие «полное обесточивание АЭС», сопряженное с течью на выходе из реактора или на горячей нитке ГЦК. В этом случае на момент поступления расплава активной в теплоноситель, локализованный в НКР, в корпусе реактора остается достаточно теплоносителя для реализации парового взрыва (при условии наличия условий для его детонации). Однако, даже в этом случае мощность сильно ограничена массой воды, имеющейся в реакторе на момент поступления расплава в НКР.

По результатам выполненного анализа показано, что:

- наиболее опасным с точки зрения энергетического потенциала парового взрыва является случай проплавления внутрикорпусной шахты реактора в районе опускного участка;
- основным ограничивающим фактором мощности парового взрыва является количество воды в опускном участке и НКР на момент возникновения парового взрыва;
- нагрузки, возникающие в результате энергетического взаимодействия расплава с теплоносителем для определяющих ТА не представляют опасности для целостности корпуса реактора РУ ВВЭР-1200 и его крепежных элементов;
- ввиду отсутствия нарушения целостности корпуса реактора в случае наличия паровых взрывов для определяющих сценариев ТА, можно сделать вывод о том, что повреждение ЗО по сценарию  $\alpha$ -типа исключено для РУ ВВЭР-1200.

#### **Список принятых сокращений:**

|      |   |                                      |
|------|---|--------------------------------------|
| АЭС  | – | атомная электростанция;              |
| ВВЭР | – | водо-водяной энергетический реактор; |
| ВКУ  | – | внутрикорпусные устройства;          |
| ГЦК  | – | главный циркуляционный контур;       |
| ЗО   | – | защитная оболочка;                   |
| КД   | – | компенсатор давления;                |
| НКР  | – | напорная камера реактора;            |
| РК   | – | расчетный код;                       |
| РУ   | – | реакторная установка;                |
| САОЗ | – | система аварийного охлаждения зоны;  |
| СКР  | – | сборная камера реактора;             |
| ТА   | – | тяжелая авария;                      |
| BWR  | – | Boiling water reactor;               |