

НОВЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Соловьев С.Л.¹, Зарюгин Д.Г.², **Калякин С.Г.**¹, Лескин С.Т.³, Соловьев Д.С.⁴

¹ АО «ВНИИАЭС»

109507, г. Москва, ул. Ферганская, 25

² Госкорпорация «Росатом»

119017, г. Москва, ул. Большая Ордынка, 24

³ ИАТЭ НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

⁴ АО «Прорыв»

107140, г. Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 7, офис 307



Приводится описание нового принципа проектирования пассивных систем безопасности АЭС повышенной мощности с улучшенными характеристиками, при котором естественная циркуляция рабочей жидкости или газа заменяется на принудительную, а энергия на обеспечение функционирования системы преобразуется безмашинным способом из самого аварийного процесса, которому данная система противостоит при выполнении заданной функции безопасности. Целью является расширение разнообразия и мощности пассивных систем безопасности для оптимизации и сокращения стоимости при увеличении уровня безопасности энергоблоков АЭС с РУ различных типов. Предлагаемые технические решения основаны на применении безмашинного способа преобразования запасенной в аварийном процессе энергии в электрическую, а затем в механическую энергию гидравлической машины для перемещения рабочей среды. Для демонстрации данного принципа предложены технические решения по созданию нового пассивного электрохимического рекомбинатора водорода для АЭС с легководными реакторами, пассивной системы аварийного охлаждения реактора с тяжелым жидкотеплоносителем и пассивной системы удержания расплава в корпусе водо-водяного реактора большой мощности с водой под давлением.

Ключевые слова: пассивные системы безопасности, водородная безопасность, аварийное расхолаживание, рекомбинатор водорода, расплав активной зоны.

Для цитирования: Соловьев С.Л., Зарюгин Д.Г., Калякин С.Г., Лескин С.Т., Соловьев Д.С. Новые технические решения для проектирования пассивных систем безопасности АЭС. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 1. – С. 74 – 86. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.06>

© Соловьев С.Л., Зарюгин Д.Г., Калякин С.Г., Лескин С.Т., Соловьев Д.С., 2024

ВВЕДЕНИЕ

Безопасность современных энергоблоков АЭС обеспечивается за счет применения активных и пассивных систем безопасности, оптимальное сочетание которых определяется в проекте с учетом баланса стоимости строительства и соответствия стандартам и критериям безопасности. При этом не существует большого многообразия технических решений, на основании которых функционируют пассивные системы безопасности. В основном, используется естественная циркуляция рабочей жидкости или газа, сила гравитации и запасенная механическая энергия. Наиболее применяемыми являются пассивные системы безопасности на основе принципа естественной циркуляции рабочей жидкости или газа. Основным недостатком подобных систем является низкая скорость течения рабочей среды в режиме естественной циркуляции, что сказывается на мощности системы, которой может оказаться недостаточно для выполнения заданной функции безопасности, а также негативно влияет на инерционность и устойчивость характеристик при функционировании системы в целом. В результате для обеспечения мощности, требуемой для выполнения системой заданной функции безопасности, приходится ее масштабировать с увеличением массогабаритных характеристик системы и ее элементов, что одновременно может ухудшить другие важные для выполнения функции безопасности характеристики. Разработка и обоснование новых технических решений функционирования пассивных систем безопасности повышенной мощности, малоинерционных, обладающих стабильными функциональными характеристиками, не зависящими от внешних факторов, с меньшими удельными массогабаритными характеристиками, является актуальной задачей повышения безопасности и экономической эффективности эксплуатируемых и разрабатываемых АЭС.

ОБЩИЙ ПРИНЦИП ПРЕДЛАГАЕМЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ

В соответствии с определением «Общие положения определения безопасности атомных станций» [1] «Пассивная система (элемент)» – система (элемент), функционирование которой связано только с вызывающим ее работу событием и не зависит от работы другой активной системы (элемента). По конструктивным признакам пассивные системы (элементы) делятся на пассивные системы (элементы) с механическими движущимися частями и пассивные системы (элементы) без механических движущихся частей. В соответствии с классификацией МАГАТЭ [2] «Пассивный компонент – компонент, который для своей работы не требует внешнего сигнала или внешнего источника питания; пассивная система – система, полностью состоящая из пассивных компонентов или использующая активный компонент очень ограниченным образом, чтобы инициировать соответствующий пассивный компонент». В соответствии с данной классификацией по своим конструктивным особенностям пассивные системы разделяются по категориям А, В, С, D. Для создания пассивных систем безопасности с улучшенными функциональными характеристиками, отвечающих российским и международным нормативным требованиям, предлагается новый принцип функционирования, при котором естественная циркуляция рабочей жидкости или газа будет заменена на принудительную большей интенсивности при сохранении общего пассивного образа функционирования системы. Принудительная циркуляция рабочей среды обеспечивается за счет использования внутренней запасенной энергии аварийного процесса, преобразованной безмашинным способом в электрическую, а затем в механическую энергию привода гидравлической машины для перемещения рабочей жидкости или

газа. Демонстрация работоспособности и масштабируемости предложенного принципа реализуется на примере технических решений для следующих пассивных систем безопасности:

- пассивный электрохимический рекомбинатор водорода (ПЭРВ) для применения на АЭС с легководными реакторами;
- пассивная система аварийного охлаждения реактора (САОР) для реакторов с жидкометаллическим теплоносителем;
- пассивная система удержания расплава активной зоны в корпусе водо-водяного реактора большой мощности.

ПАССИВНЫЙ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЙ РЕКОМБИНАТОР ВОДОРОДА

В соответствии с концепцией обеспечения водородной взрывобезопасности АЭС в системе аварийного удаления водорода используется оборудование, принцип действия которого основан на беспламенной каталитической рекомбинации водорода с кислородом в присутствии платинового катализатора. Данная реакция является экзотермической и сопровождается выделением тепла в количестве 124 МДж на килограмм рекомбинируемого водорода. Способ беспламенной каталитической рекомбинации водорода с кислородом реализован посредством пассивных каталитических рекомбинаторов водорода (ПКРВ). Из многообразия существующих в настоящее время разработок ПКРВ, представленных различными странами, FR (AREVA) – Франция, GRS и NIS (Ingenier GmbH) – Германия, REPAK (SULZER) – Швейцария, AECL – Канада и РВК – Россия; в России сертифицированы и применяются на АЭС только РВК-500, РВК-1000 и FR90. Конструкции всех ПКРВ практически идентичны и представляют собой кожух из нержавеющей стали с помещенным в него каталитическим блоком, через который прокачивается водородно-воздушная газовая смесь в режиме естественной циркуляции, и воздухопроводы для отвода газовой смеси. Разница состоит в конструкции каталитического блока. Каталитический блок FR90 состоит из набора металлических пластин с каталитическим покрытием, расположенных параллельно вдоль парогазового потока. Каталитический блок РВК состоит из набора керамических стержней с каталитическим покрытием (дополнительно их поверхность имеет защитное гидрофобное покрытие), расположенных параллельно вдоль парогазового потока. Водородно-воздушная газовая смесь в режиме естественной циркуляции поступает в каталитический блок, где на поверхности катализатора происходит рекомбинация водорода с кислородом с образованием водяного пара и выделением тепла, которое идет на увеличение температуры катализатора и газовой смеси. Повышение температуры газовой смеси способствует развитию естественной циркуляции через ПКРВ, тем самым охлаждая катализатор и обеспечивая поступление водорода на каталитическую поверхность. При определенных условиях катализатор может разогреваться до температур, способных вызвать воспламенение водородно-воздушной смеси, прокачиваемой через ПКРВ. При тяжелой аварии с расплавлением активной зоны и последующим взаимодействием кориума с бетоном (при отсутствии устройства локализации расплава) может выделиться значительное количество водорода. По различным оценкам при такой аварии для АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 под защитную оболочку может выйти до 3000 кг водорода. Для переработки этого количества водорода при обосновании водородной безопасности АЭС рассчитывается необходимое количество ПКРВ и места их расположения. Исходными данными для таких расчетов являются следующие основные характеристики ПКРВ:

- стартовый показатель, % об. (минимальная объемная концентрация водорода, при которой начинается устойчивая работа ПКРВ);
- производительность, кг/ч (производительность ПКРВ по рекомбинируемому водороду в единицу времени);
- удельная производительность, кг/(м²·ч) (производительность единицы площади каталитической поверхности);
- порог «поджига», % об. (пороговая объемная концентрация водорода, характеризующая переход из режима беспламенной рекомбинации в режим «поджига» с выходом открытого пламени за пределы корпуса ПКРВ).

В таблице 1 представлены характеристики ПКРВ, указанные производителями в технических условиях на оборудование («Пассивный каталитический рекомбинатор водорода РВК-500, РВК-1000» Технические условия РЭТ-101.00.000 ТУ; «Пассивные каталитические рекомбинаторы (ПКРВ) типа FR90/1-1500, FR90/1-750», Технические условия ЗАО «НПК Эллирон», ТУ 3442-002-52787498-09).

Таблица 1

Основные характеристики ПКРВ

	РВК-500	РВК-1000	FR90/1-750
Длина, мм	334	650	800
Ширина, мм	226	220	326
Высота, мм	950	1400	1400
Вес, кг	25	40	60
Производительность, кг/ч	0,066	0,157	2,4
Площадь каталитической поверхности, м ²	0,6	1,2	5,7
Удельная производительность, кг/(м ² ·ч)	0,11	0,13	0,4
Порог «поджига» (% об.)	11	11	8

Существуют следующие ограничения при применении ПКРВ для обеспечения водородной безопасности АЭС.

1. Низкая производительность. Использование естественной циркуляции водородно-воздушной смеси с малой скоростью циркуляции (не более 1 – 2 м/с) приводит к небольшой удельной производительности ПКРВ по массе рекомбинируемого водорода. В соответствии с табл. 1 РВК-1000 имеет производительность 0,157 кг/ч при суммарной площади каталитической поверхности 1,2 м², а FR90/1-750 имеет производительность 2,4 кг/ч при суммарной площади каталитической поверхности 5,7 м². Небольшая удельная производительность приводит к необходимости увеличения площади каталитической поверхности для гарантированного удаления выделившегося при тяжелой запроектной аварии (ТЗПА) водорода. Это приводит к увеличению либо массогабаритных характеристик ПКРВ, либо числа ПКРВ, устанавливаемых на один энергоблок АЭС. Так в проекте ВВЭР-ТОИ система аварийного удаления водорода состоит из 207-ми ПКРВ (200 РВК-1000 и 7 РВК-500) при интегральной производительности 31,9 кг/ч, а энергоблок НВ АЭС-2 оборудован 196-ю ПКРВ (184 РВК-1000 и 12 РВК-500) с интегральной производительностью 29,7 кг/ч (при концентрации водорода 4% об. и 0,15 МПа). В отчете НТЦ ЯРБ «Анализ работ по обоснованию проектных характеристик и работоспособности пассивных каталитических рекомбинаторов (ПКРВ) в условиях тяжелых запроектных аварий для энергоблоков АЭС с ВВЭР» (№ ДНП 4-1275/2017) указывается на недостаточную интегральную производительность

системы аварийного удаления водорода, особенно с учетом необходимости рассмотрения взаимодействия кориума с бетоном (жертвенным материалом УРЛ) и окисления циркония ОЯТ бассейна выдержки. Вес одного РВК-1000 составляет 40 кг, при этом ПКРВ стараются размещать как можно выше по высоте в помещениях герметичного ограждения (ГО), что приводит к увеличению механической нагрузки на ГО и негативно сказывается на ее прочности и герметичности особенно при сейсмических и иных внешних нагрузках. Низкая производительность существующих ПКРВ является следствием низкой скорости доставки водорода к каталитической поверхности при естественной циркуляции водородно-газовой смеси. Максимально возможная производительность каталитической поверхности значительно превышает реализуемую в ПКРВ [3].

2. Низкий порог «поджига». В соответствии с данными табл. 1 порог «поджига» РВК составляет 11 %, а порог «поджига» FR90 составляет 8%. Возможны такие сценарии развития ТЗПА на АЭС с ВВЭР, при которых среднеобъемная концентрация водорода в отдельных помещениях ГО может превышать 12%. Низкий порог «поджига» означает также отсутствие достаточного запаса критически важного параметра, лимитирующего область выполнения рекомбинатором возложенной на него функции безопасности. Данные обстоятельства важны с учетом процессов стратификации водорода в помещениях больших объемов с образованием областей с повышенной объемной концентрацией. В таких областях ПКРВ сам может инициировать дефлаграцию и детонацию смеси. Низкий порог «поджига» существующих ПКРВ является следствием низкой скорости естественной циркуляции водородно-газовой смеси через ПКРВ. «Поджиг» осуществляется при нагреве катализатора выше температуры объемного «поджига» водородно-воздушной смеси (530–550°C) из-за тепловыделения при рекомбинации водорода.

3. Влияние внешних факторов на основные параметры ПКРВ. Параметры ПКРВ, приведенные в табл. 1, справедливы только для тех условий, в которых они были получены при испытаниях ПКРВ на экспериментальных стендах. Они не учитывают многих факторов, которые присутствуют в реальных условиях протекания ТЗПА, например, действительной гидродинамической обстановки в месте размещения. Так наличие натекающих сверху и снизу потоков водородосодержащей смеси подавляет (нарушает) естественную циркуляцию через ПКРВ, что существенным образом влияет на его фактическую расходную характеристику, производительность и величину порога «поджига». При использовании естественной циркуляции водородно-воздушной смеси через ПКРВ характеристики рекомбинатора, на основании которых оценивается безопасность энергоблоков АЭС, зависят от переменчивых внешних условий протекания аварии. Это вносит неопределенности как при обосновании безопасности современными расчетными средствами, так и при ее обеспечении в реальных аварийных условиях.

Обеспечить одновременное повышение удельной производительности ПКРВ с увеличением порога «поджига» посредством модернизации существующей конструкции ПКРВ невозможно из-за ограничений, заложенных в самом принципе функционирования, который основан на прямой рекомбинации водорода с кислородом на поверхности катализатора при естественной циркуляции водородно-воздушной смеси. Для снятия описанных ограничений предложена конструкция пассивного электрохимического рекомбинатора водорода (ПЭРВ). Данное техническое решение состоит в применении технологии водородного топливного элемента в составе электрохимического блока [4]. Принцип водородного топливного элемента состоит в том, что удаление водорода осуществляется с помощью реакции диссоциации водорода на аноде с последующей рекомбинацией с кислородом на

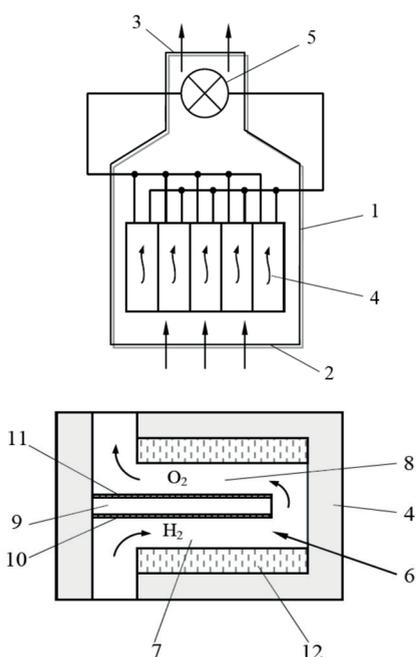


Рис. 1. Обобщенные схемы ПЭРВ: 1 – корпус рекомбинатора; 2 – вход; 3 – выход; 4 – каталитический блок; 5 – вентилятор; 6 – канал для потока водородной смеси; 7 – вход канала; 8 – выход канала; 9 – мембрана; 10 – анод; 11 – катод; 12 – радиатор

катоде, разделенных ионопроводящей мембраной. При этом определенная доля выделившейся энергии переходит в электрическую и затем в механическую энергию привода вентилятора, который осуществляет прокачку водородно-кислородной смеси через ПЭРВ. Тепловыделение на аноде будет ниже по сравнению с тепловыделением на каталитическом элементе существующих ПКРВ. С повышением скорости прокачки (массового расхода водорода) увеличиваются удельная производительность ПЭРВ по рекомбинируемому водороду и отвод выделившейся тепловой энергии с отходящей газовой смесью с уменьшением температуры каталитического элемента при соответствующем увеличении порога «поджига». На рисунке 1 представлены обобщенные схемы ПЭРВ (сверху) и электрохимического блока.

ПЭРВ включает в себя корпус 1 из нержавеющей стали, выполненный в виде вертикально ориентированного кожуха, имеющего входной 2 и выходной 3 участки. Корпус предназначен для направления потока газовой смеси через устройство снизу вверх. Внутри корпуса расположены электрохимические блоки 4 и компрессор 5. Как показано на обобщенной схеме, электрохимический блок содержит канал 6, имеющий входную 7 и выходную 8 зоны. Внутри канала 6 находится водородный топливный элемент 9. Так как электрическая энергия для привода в действие вентилятора и создания принудительной циркуляции газовой смеси через ПЭРВ вырабатывается за счет энергии окислительно-восстановительной реакции водорода на каталитической поверхности водородного топливного элемента, срабатывание системы зависит только от появления водорода и не требует иного управляющего воздействия и внешнего источника энергии.

Внутри канала 6 находится водородный топливный элемент 9. Так как электрическая энергия для привода в действие вентилятора и создания принудительной циркуляции газовой смеси через ПЭРВ вырабатывается за счет энергии окислительно-восстановительной реакции водорода на каталитической поверхности водородного топливного элемента, срабатывание системы зависит только от появления водорода и не требует иного управляющего воздействия и внешнего источника энергии.

ПАССИВНАЯ СИСТЕМА АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА (САОР) С ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В соответствии с реализуемой концепцией безопасности БРЕСТ ОД-300, работа САОР основывается на пассивном принципе – естественная циркуляция охлаждающего воздуха по разомкнутому контуру через корпус реактора для отвода остаточного энерговыделения в атмосферу в режиме аварийного расхолаживания. САОР БРЕСТ ОД-300 состоит из четырех независимых каналов охлаждения – каналов отвода тепла. Принципиальная схема одного канала охлаждения представлена на рис. 2 [5]. В состав САОР входят следующее оборудование и участки: участки воздухозабора; коллекторы раздающие; трубопроводы подводящие, отводящие; теплообменники типа Фильда; коллекторы сборные; блоки регулирующей арматуры; трубы тяги.

Движение охлаждающего воздуха осуществляется следующим образом: атмосферный воздух с сезонной температурой и влажностью окружающей среды поступает через воздухозаборник 1 и далее через пылевые фильтры. После фильтров воздух по трубопроводам поступает в четыре раздаточных коллектора 2, к каждому из которых подключено 12 теплообменников первого контура – труб Фильда 3 (11 основных теплообменников и 1 теплообменник информационного канала). В теплообменниках воздух поступает в опускающую трубу 4, частично подогревается и далее поступает в кольцевой участок 5, где при движении снизу вверх нагревается от внешней стороны трубы Фильда 6 забирая тепловую энергию от теплоносителя 7. Нагретый воздух из 11-ти теплообменников Фильда поступает в сборный коллектор 8, а один теплообменник Фильда выполняет функцию информационного канала, управляя отводимой мощностью. От каждого коллектора по индивидуальному трубопроводу нагретый воздух поступает в блоки управляющих шиберов и далее в стационарные вентиляционные трубы 9, обеспечивая тягу. В соответствии с проектом при температуре свинца снаружи теплообменной трубы 600°C и естественной циркуляции воздуха проектная конструкция теплообменника Фильда (без оребрения внешней трубы) обеспечивает единичную мощность отвода тепла одним каналом САОР до 2,0 МВт. Оценки проводились при массовом расходе охлаждающего воздуха около 10 кг/сек и скорости воздуха в теплообменнике Фильда 2–3 м/с (при максимально допустимой по условиям прочности скорости воздуха в системе до 50 м/с). Таким образом, один теплообменник типа Фильда для условий БРЕСТ ОД-300 имеет тепловую мощность около 160 кВт. При этом существует зависимость параметров естественной циркуляции охлаждающего воздуха от внешних условий, способная привести к нестабильности работы САОР. В режиме запроектной аварии, связанной с падением большого самолета, вентиляционная труба может быть разрушена, что затруднит работу САОР на естественной циркуляции. Небольшая тепловая мощность единичного теплообменника Фильда САОР приводит к необходимости размещения большого числа таких теплообменников на крышке реактора. С учетом затесненного пространства (по радиусу на периферии реактора) представляется достаточно сложным масштабирование данной конструкции САОР на реактор большей мощности (БР-1200). В реакторе БР-1200 мощность остаточных тепловыделений в четыре раза выше, чем в БРЕСТ ОД-300 и САОР, должна обеспечивать отвод не менее 28 МВт тепловой мощности. Следовательно, необходимую тепловую мощность САОР можно обеспечить применением до 170-ти аналогичных теплообменников типа Фильда. Размещение такого количества теплообменников в корпусе и на крышке реактора БР-1200 достаточно проблематично. Задача увеличения тепловой мощности САОР является актуальной для масштабирования данной конструкции на проект БР-1200 с целью снижения габаритов, общей металлоемкости и стоимости системы, включая затраты на разработку и обоснование новой конструкции при невозможности применения технических решений по САОР, обоснованных в проекте БРЕСТ ОД-300. Реализуемая

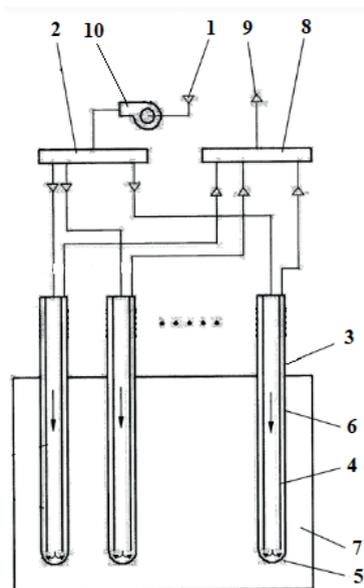


Рис. 2. Принципиальная схема САОР

тепловая мощность САОР БРЕСТ ОД-300 определяется массовым расходом охлаждающего воздуха через теплообменники САОР в режиме естественной циркуляции. Для увеличения тепловой мощности САОР, отводимой от реакторной установки в аварийных режимах, необходимо увеличение скорости циркуляции охлаждающего воздуха через систему при обеспечении общего пассивного образа функционирования системы. Увеличения скорости циркуляции охлаждающего воздуха через теплообменники САОР можно добиться путем замены естественной циркуляции на принудительную. Для удовлетворения нормативных требований к пассивным системам предлагается модернизированная конструкция САОР, в которой принудительная циркуляция воздуха в режиме аварийного расхолаживания обеспечивается за счет работы штатных вентиляторов (поз. 10 на рис. 2), которые установлены в каждом канале проектной САОР БРЕСТ ОД-300 на линии воздухозабора. Для выработки необходимой энергии для работы вентиляторов можно оборудовать каждый теплообменник Фильда термоэлектрическим генератором (ТЭГ, рис. 3) на длине погруженного в свинцовый теплоноситель участка, которые преобразуют внутреннюю тепловую энергию расхолаживаемого реактора в электрическую для питания вентилятора, обеспечивающего прокачку охлаждающего воздуха в режиме принудительной циркуляции [6].

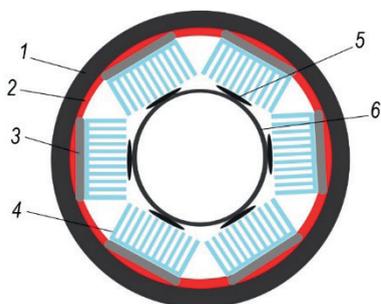


Рис. 3. Схема теплообменника Фильда с ТЭГ (поперечный разрез)

Работа теплообменника с трубой Фильда и ТЭГ осуществляется следующим образом. Холодный воздух нагнетается вентилятором в теплообменник Фильда через раздаточный коллектор. Он прокачивается по внутренней трубе Фильда 6. В пространстве между опускной и подъемными трубами установлен ТЭГ, который состоит из шести термоэлектрических герметизированных термоэлектрических батарей (ТЭБ) 3, прижимаемых тарельчатыми пружинами 5 к теплоприемнику 2. С внутренней стороны на ТЭБ установлены пластинчатые радиаторы 4, которые также выпол-

няют роль ребер жесткости, предназначенных для дистанционирования опускной трубы и увеличения поверхности теплообмена с воздухом. Ожидаемая электрическая мощность одного ТЭГ не менее 150 Вт. Для эффективного повышения тепловой мощности одного канала аварийного расхолаживания из 12-ти труб Фильда расчетная мощность вентилятора должна составлять порядка 1 кВт. В предлагаемой системе ожидаемая суммарная электрическая мощность теплообменников одного канала будет не менее 1,65 кВт. Таким образом, предварительные расчеты показали, что возможно увеличение тепловой мощности одного канала САОР до 3–3,5 МВт за счет замены естественной циркуляции охлаждающего воздуха на принудительную при сохранении общего пассивного принципа действия САОР. Система будет включаться в работу автоматически при увеличении температуры теплоносителя и появлении температурного напора через ТЭГ. Появление температурного напора означает выработку электроэнергии и включение в работу вентиляторов для обеспечения прокачки охлаждающего воздуха. При этом можно отказаться от использования информационных каналов, которые в режиме нормальной эксплуатации постоянно выбрасывают в атмосферу до 0,5 МВт тепловой энергии.

ПАССИВНАЯ СИСТЕМА УДЕРЖАНИЯ РАСПЛАВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ В КОРПУСЕ РЕАКТОРА ВВЭР (PWR)

Для уменьшения радиационных последствий ТЗПА, связанных с плавлением активной зоны, в современных проектах АЭС разрабатывают и реализуют технические средства управления тяжелыми авариями, обеспечивающие защиту ГО и ослабление выхода продуктов деления за ее пределы. В проектах современных АЭС с ВВЭР (PWR) при протекании ТЗПА предполагается возможность плавления активной зоны (АЗ), проплавление корпуса реактора и выход кориума (расплав АЗ) в подреакторное пространство. Выход кориума за пределы корпуса реактора приводит к попаданию кориума в шахту реактора, взаимодействию с бетоном шахты с выделением большого количества водорода, разрушению бетонного основания и попаданию кориума в грунт и неконтролируемому распространению продуктов деления за пределы ГО. Затраты на ликвидацию последствий подобной аварии могут значительно превысить стоимость самой станции. Подобная авария произошла на АЭС Фукусима-1 в Японии. Для реакторов средней мощности в качестве технических средств управления ТЗПА реализована концепция удержания кориума внутри корпуса реактора при пассивном охлаждении водой наружной поверхности корпуса с обеспечением докритического режима кипения при естественной циркуляции охлаждающей воды. В режиме удержания кориума шахту реактора заполняют охлаждающей водой (вода подается до начала поступления кориума на днище реактора), которая пассивным образом охлаждает наружную поверхность корпуса реактора в режиме докритического кипения при естественной циркуляции с отводом генерируемого пара, конденсацией на внутренней поверхности ГО и возвращением конденсата обратно, замыкая контур циркуляции. Для реакторов большей мощности (более 3000 МВт (т) или 1000 МВт (э)) данное техническое решение неприменимо из-за большей величины остаточных энерговыделений. При больших тепловых потоках (при плотности теплового потока более 1,2–1,4 МВт/м² в зависимости от угла наклона поверхности кипения), вызванных большими остаточными энерговыделениями, происходит кризис теплообмена на внешней поверхности корпуса, связанный с переходом пузырькового кипения охлаждающей жидкости в пленочное. Кризис теплообмена сопровождается резким ухудшением теплообмена, ростом температуры корпуса вплоть до температуры плавления и плавлением корпуса реактора с выходом кориума за пределы корпуса реактора. По этой причине для современных проектов корпусных реакторов большой мощности в качестве локализирующей системы безопасности при ТЗПА применяется концепция внешнего удержания расплава активной зоны с помощью наружного устройства локализации расплава – ловушки расплава (УЛР), установленной в подреакторном пространстве. Однако применение данного устройства ведет к увеличению капитальных затрат и сроков возведения энергоблока. Основной причиной ограниченности тепловой мощности системы удержания расплава является небольшая скорость течения охлаждающей воды в режиме естественной циркуляции, которая определяется общими требованиями обеспечения пассивности функционирования системы. В мире проводятся исследования по разработке различных технических решений для увеличения тепловой мощности систем внутрикорпусного удержания расплава:

- создание микропористых покрытий на поверхности корпуса реактора; данное решение малоэффективно, поскольку при безаварийной работе реактора в течение 60-ти и более лет, а также при кипении на поверхности охлаждающей воды микропоры загрязняются;

- создание профилированных каналов течения охлаждающей воды вокруг корпуса реактора, что ведет к незначительному увеличению скорости потока охлаждающей жидкости в определенном месте корпуса с максимальным тепловым потоком; при этом необходимо точно знать распределение теплового потока на поверхности корпуса реактора, а современные модели дают лишь приблизительную оценку;

- капельное орошение корпуса реактора из распылителей, что приводит к увеличению плотности критического теплового потока, но создание давления в распылителях требует наличия активных элементов системы (источник энергии, управляющий сигнал, насос).

Для увеличения тепловой мощности системы удержания кориума необходимо увеличить скорость прокачки охлаждающей воды, омывающей корпус реактора. Величина критического теплового потока и коэффициент теплоотдачи от корпуса к охлаждающей воде увеличиваются с ростом массовой скорости движения двухфазного потока. Для этого необходимо заменить естественную циркуляцию охлаждающей воды на принудительную. Для выработки необходимой энергии с целью обеспечения принудительной циркуляции охлаждающей воды можно оборудовать корпус реактора термоэлектрическими батареями, которые преобразуют тепловую энергию, отводимую от корпуса реактора, в электрическую для питания насоса, обеспечивающего прокачку охлаждающей воды в режиме принудительной циркуляции. Исходя из особенностей функционирования предлагаемого технического решения возможно проектирование системы удержания расплава АЗ в виде двух схемных решений [7]:

- при открытом контуре циркуляции охлаждающей жидкости с кипением на корпусе реактора и конденсацией пара на ГО, подобно реализации концепции удержания расплава АЗ в проектах АЭС с корпусными реакторными установками малой и средней мощности; данное схемное решение является перспективным для действующих АЭС с ВВЭР (PWR), не оборудованных УЛР, но требует наличия значительного количества охлаждающей воды;

- в виде закрытого контура циркуляции через рубашку охлаждения вокруг корпуса реактора с окончательной утилизацией тепла в окружающую среду через теплообменник СПОТ ПГ.

Предварительные расчеты показали, что применение термоэлектрического генератора при данных условиях способно обеспечить выработку электрической мощности не менее 40 кВт, что вполне достаточно для питания насосов подачи охлаждающей воды на корпус реактора. Схема установки термоэлектрического генератора представлена на рис. 4.

Как показано на рисунке 4, термоэлектрический генератор выполнен в виде пояса термоэлектрических батарей 1, установленного на внешней поверхности корпуса реактора 2. Для обеспечения надежного расположения и контакта с поверхностью термоэлектрические батареи стянуты обручами 3. Термоэлектрический генератор устанавливается в области выше уровня расплава активной зоны, где тепловой поток через стенку определя-

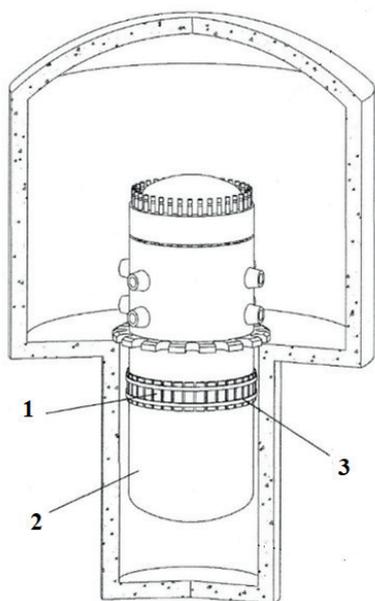


Рис. 4. Размещение термоэлектрического генератора

ется излучением с поверхности кориума. В данной зоне будет наименьший тепловой поток. Термоэлектрические батареи омываются охлаждающей водой.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Вышеописанные пассивные системы безопасности в соответствии с классификацией МАГАТЭ [2] попадают под категорию «С» с соответствующими характеристиками: отсутствие управляющего сигнала; отсутствие внешних источников питания или сил; механические движущиеся части вне зависимости от того, присутствуют или нет рабочие среды. В соответствии с [1] «Система безопасности должна выполнять заданные функции при любом, требующем ее работы исходном событии и при независимом от исходного события отказе одного любого из активных элементов или пассивных элементов, имеющих механические движущие части». Для удовлетворения данному требованию ОПБ необходимо обеспечить резервирование гидравлической машины для перемещения рабочей жидкости или газа. Вырабатываемую электроэнергию можно также использовать как дополнительный источник надежного энергоснабжения средств измерения и иного оборудования в аварийных режимах, не связанный с работой штатных систем атомной станции, в том числе генератора. Для реализации предлагаемых технических решений необходимо проведение комплекса НИОКР, включая обоснование ресурса термоэлектрических преобразователей под влиянием радиоактивного излучения.

Литература

1. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015. – 74 с.
2. International Atomic Energy Agency. Safety related terms for advanced nuclear plants. IAEA-TECDOC-626. Vienna, IAEA, 1991
3. Avdeenkov A.V., Bessarabov D.G., Zaryugin D.G. Passive electrochemical hydrogen recombiner for hydrogen safety systems: prospects. // Nuclear Science and Techniques. – 2023. – Vol. 34. – 89. DOI: <https://doi.org/10.1007/s41365-023-01245-9>
4. Зарюгин Д.Г., Авдеенков А.В., Соловьев С.Л., Бессарабов Д.Г. Рекомбинатор и способ рекомбинации водорода или метана и кислорода в газовой смеси. – Патент РФ, № 2599145. – 2016.
5. Адамов Е.О., Рачков В.И., Хомяков Ю.С., Швецов Ю.Е. О возможных технических решениях по аварийному отводу остаточного тепловыделения в быстрых реакторах, охлаждаемых жидким металлом. // Известия РАН. Энергетика. – 2019. – № 2. – С. 17 – 32. DOI: 10.1134/S0002331019020031
6. Зарюгин Д.Г., Лебедев Л.А., Фролов В.В. Система и способ аварийного расхолаживания реактора. – Патент РФ, № 2670428. – 2017.
7. Зарюгин Д.Г., Лебедев Л.А., Фролов В.В. Система и способ отвода тепла от корпуса ядерного реактора. – Патент РФ, № 2649417. – 2018.

Поступила в редакцию 30.10.2023

Авторы

Соловьев Сергей Леонидович, научный руководитель, д.т.н.,

E-mail: SLSoloviev@vniiaes.ru

Зарюгин Денис Геннадьевич, руководитель проекта, к.т.н.,

E-mail: DGZaryugin@rosatom.ru

Калякин Сергей Георгиевич, д.т.н.,

Соловьев Дмитрий Сергеевич, ученый секретарь Технического комитета,

E-mail: sds@pnproguv.ru

Лескин Сергей Терентьевич, заведующий кафедрой, профессор, д.т.н.,

E-mail: STLeskin@mephi.ru

UDC: 621.039.4

New Technical Solutions for the Design of NPP Passive Safety Systems

Soloviev S.L.¹, Zaryugin D.G.², Kalyakin S.G.¹, Leskin S.T.³, Soloviev D.S.⁴

¹ All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation JSC,
25 Ferganskaya Str., 109507 Moscow, Russia;

² State Atomic Energy Corporation Rosatom
24 Bolshaya Ordynka Str. 119017 Moscow, Russia

³ IATE MEFhI

1 Stugorodok, 249040 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

⁴ «Proryv» JSC

2/8, bldg. 7 Malaya Krasnoselskaya str., 107140, Moscow, Russia

Abstract

The article describes the new principle of passive NPP safety systems designing, in which the natural circulation of working fluid or gas is replaced by forced circulation in order to increase. The energy required by the system is converted from the emergency process itself, which this system resists when performing a given safety function. The goal is to expand the variety and capacity of passive NPP safety systems in order to optimize and reduce costs of NPP power units with various types of reactors while increasing the safety level. The proposed technical solutions are based on the use of direct non-mechanical conversion of the energy, comprised in emergency process, into electricity, and then into mechanical energy of hydraulic machine for working medium moving in a forced circulation mode. To demonstrate the proposed principles, the following technical solutions have been considered:

- new passive electrochemical hydrogen recombinator for NPP with Light Water Reactors. Application of new techniques allowed increasing of the performance by weight of the recommended hydrogen simultaneously with increasing of the hydrogen torch threshold, as well as other important characteristics;

- passive emergency core cooling system for heavy liquid metal coolant reactors. Application of new techniques allowed increasing of the core remove heat capacity in order to scale down the main equipment;

- passive system for melt retention in the reactor core for Pressurized Water Reactors of high thermal capacity (more than 3000 MWe). Application of new techniques allowed increasing of the system thermal capacity in order to be able to apply to high thermal power reactors like VVER-1000 and more.

Key words: passive safety systems, hydrogen safety, emergency core cooling, hydrogen recombinator, core melt

For citation: Soloviev S.L., Zaryugin D.G., Kalyakin S.G., Leskin S.T., Soloviev D.S. New Technical Solutions for the Design of NPP Passive Safety Systems. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024, no. 1, pp. 74 – 86; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.06> (in Russian).

References

1. NP-001-15. *General Safety Provisions for Nuclear Power Plants*. Moscow. Federal'naya Sluzhba po Ekologicheskimu, Tekhnologicheskomu i Atomnomu Nadzoru Publ., 2015, 74 p. (in Russian).
2. *Safety related terms for advanced nuclear plants (IAEA-TECDOC-626)*. Vienna. International Atomic Energy Agency Publ., 1991, 24 p., Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_626_web.pdf (accessed Oct. 27, 2023).
3. Avdeenkov A.V., Bessarabov D.G., Zaryugin D.G. Passive electrochemical hydrogen recombiner for hydrogen safety systems: prospects. *Nuclear Science and Techniques*. 2023, vol. 34, 89. DOI: <https://doi.org/10.1007/s41365-023-01245-9>
4. Zaryugin D.G., Avdeenkov A.V., Soloviev S.L., Bessarabov D.G. *Recombinator and method of recombination of hydrogen or methane and oxygen in a gas mixture*. Patent RF, No. 2599145, 2016 (in Russian).
5. Adamov E.O., Rachkov V.I., Homyakov Yu.S., Shvetsov Yu.E. Feasible Design Arrangements for Decay Heat Removal from the Core of Fast Reactor Cooled by Liquid Metal in the Case of Loss-of-flow Accident. *Izvestiya RAN. Energetika*. 2019, no. 2, pp. 17–32. DOI: 10.1134/S0002331019020031 (in Russian).
6. Zaryugin D.G., Lebedev L.A., Frolov V.V. The system and method of emergency cooling of the reactor. Patent RF, No. 2670428, 2017 (in Russian).
7. Zaryugin D.G., Lebedev L.A., Frolov V.V. The system and method of heat removal from the nuclear reactor vessel. Patent RF, No. 2649417, 2018 (in Russian).

Authors

Sergey L. Soloviev, Scientific Supervisor, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: SLSoloviev@vniiaes.ru

Denis G. Zaryugin, Project Leader, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: DGZaryugin@rosatom.ru

Sergey G. Kalyakin, Dr. Sci. (Engineering),

Dmitry S. Soloviev, Scientific Secretary of Technical Committee,

E-mail: sds@pnproryv.ru

Sergey T. Leskin, Head of Department, Professor, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: STLeskin@mephi.ru