

**ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ, РАДИАЦИОННОЙ
И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

УДК 621.311.25:532.529

**РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ И ОЦЕНКА
ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА
ОТ ГЕРМООБЪЕМА (СПОТ ГО) ПРИ РАЗРЫВЕ ПАРОПРОВОДА
ОСТРОГО ПАРА С НЕИЗОЛЯЦИЕЙ АВАРИЙНОГО ПГ
ПО ПИТВОДЕ НА АЭС С ВВЭР-1000**

© 2014 г. Х.М. Наффаа*, Д.В. Шевелев**, А.С. Балашевский **

* Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности,
Севастополь, Украина (с 18.03.2014 – Российская Федерация (См. №6-ФКЗ от 21.03.2014)

** Служба научно-технической поддержки ОП «Научно-технический центр»
ГП НАЭК «Энергоатом», Севастополь, Украина (с 18.03.2014 – Российская Федерация)

Поступила в редакцию 24.01.2014 г.

В статье представлены результаты расчетного моделирования системы пассивного отвода тепла при запроектной аварии, вызванной разрывом паропровода одного из ПГ в неотсекаемой части в пределах ГО, с неизоляцией аварийного ПГ по питательной воде и незапуском спринклерной системы. Проведена оценка эффективности системы пассивного теплоотвода гермообъема при развитии аварии на АЭС с ВВЭР. Расчеты проводились с использованием кода MELCOR 1.8.5.

Ключевые слова: система пассивного отвода тепла, гермообъем, парогенератор, атомная электрическая станция, аварийная питательная вода, реакторная установка; водо-водяной энергетический реактор, запроектная авария, двухфазный термосифон.

Одним из классов запроектных аварий (ЗПА) на АЭС, представляющих угрозу целостности гермообъема (ГО), являются аварии, вызванные разрывом паропровода острого пара в неотсекаемой от парогенератора (ПГ) части внутри ГО, с наложением внешнего обесточивания. В качестве дополнительного отказа можно рассматривать неизоляцию аварийного ПГ по питательной воде, или же ошибочное решение оперативного персонала станции подавать аварийную питательную воду (АПВ) в поврежденный ПГ. В случае если спринклерная система неработоспособна, это приводит к выходу пара в ГО и росту параметров в нем (давления и температуры). При превышении предельно допустимых параметров это может привести к катастрофическому отказу ГО.

На эксплуатируемых сегодня АЭС с ВВЭР–1000 технические средства для предотвращения повреждения ГО в условиях аварий с полным длительным отказом активных систем снижения параметров (спринклерная система) не предусмотрены. В эволюционных проектах РУ с ВВЭР, а также в новых проектах зарубежных АЭС, предусмотрены пассивные системы снижения параметров в ГО при таких авариях, но все эти системы обладают рядом недостатков. Основные из них – это ограниченное время работы указанных систем, а также возможность байпасирования ГО при отказах [1, 2]. Поэтому актуальной является задача создания систем пассивного отвода остаточных тепловыделений (СПОТ) ГО и внедрение ее на действующих энергоблоках АЭС, а также в проектах перспективных РУ, которые были бы свободны от указанных недостатков [3, 4].

НЕОБХОДИМОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ СПОТ ГО

При некоторых авариях, например, течах первого или второго контура в пределах ГО, происходит выход теплоносителя с высокими параметрами в ГО. Это приводит к росту температуры и давления в ГО.

Для ГО АЭС с ВВЭР–1000 предельные проектные величины давления и температуры равны $5,0 \text{ кгс/см}^2$ (абс.) и $+150 \text{ }^\circ\text{C}$. При превышении любого из этих значений, особенно предельного давления, сохранение плотности и целостности ГО не гарантируется. Это означает потерю локализирующей способности ГО. При наличии высокой активности внутри ГО, например, за счет выхода активности теплоносителя первого контура, потеря локализирующей способности означает аварийный выброс активности за пределы ГО и промплощадки АЭС, превышающий предельно-допустимые значения.

Для сохранения целостности ГО, СПОТ ГО при проектных и запроектных авариях должна отводить в окружающую среду мощность, по крайней мере, не ниже, чем мощность остаточных энерговыделений в топливе. В условиях тяжелых аварий (ТА) эта мощность ещё выше, за счет дополнительных энерговыделений при пароциркониевой реакции в активной зоне и окислении образовавшегося водорода в пассивных автокаталитических рекомбинаторах (ПАР).

Для решения указанных задач предлагается схема СПОТ ГО с использованием испарительно-конденсационных устройств замкнутого типа – низкотемпературных кольцевых двухфазных термосифонов (ДТС). Конструктивные особенности, компоновка и характеристики СПОТ ГО на основе ДТС подробно рассмотрены в [5, 6]. Кроме того, в [6] рассмотрено протекание ТА при изначально плотном первом контуре РУ.

Ниже подробно анализируется влияние СПОТ ГО на протекание запроектной аварии: разрыв паропровода острого пара в неотсекаемой от ПГ части с внешним обесточиванием энергоблока, неизоляцией поврежденного ПГ по аварийной питательной воде и наложением отказа спринклерной системы.

**ЭФФЕКТИВНОСТЬ СПОТ ГО В УСЛОВИЯХ ЗПА «РАЗРЫВ ПАРОПРОВОДА
ОСТРОГО ПАРА В НЕОТСЕКАЕМОЙ ОТ ПГ ЧАСТИ С ВНЕШНИМ
ОБЕСТОЧИВАНИЕМ ЭНЕРГОБЛОКА, НЕИЗОЛЯЦИЕЙ ПОВРЕЖДЕННОГО ПГ ПО
АВАРИЙНОЙ ПИТАТЕЛЬНОЙ ВОДЕ И НАЛОЖЕНИЕМ ОТКАЗА
СПРИНКЛЕРНОЙ СИСТЕМЫ»**

Для выполнения расчетного анализа выбран наихудший сценарий – полный гильотинный разрыв паропровода на выходе ПГ с двусторонним истечением острого пара в ГО. Это обеспечивает наибольший рост давления в ГО как на начальном этапе аварии, так и в дальнейшем, поскольку остаточные энерговыделения активной зоны в условиях естественной циркуляции теплоносителя отводятся через поврежденный ПГ с паром в ГО. Срабатывание аварийной защиты.

В условиях внешнего обесточивания энергоблока, формируется сигнал на запуск трех дизель-генераторов (ДГ), от каждого из которых запитано по одному каналу каждой из активных систем безопасности (СБ). Возможна ситуация, когда на момент возникновения исходного события аварии (ИС) один из ДГ находился в ремонте, а второй не запустился по требованию. В этом случае в работе находится один из трех ДГ. Предположим также, что канал спринклерной системы, запитанный от рабочего ДГ, находится в отказе. Поскольку в данном случае принцип единичного отказа не выполнен, авария относится к запроектным (ЗПА). Предположим также, что от

рабочего ДГ запитан канал системы аварийной питательной воды, способный подавать воду либо во все четыре ПГ, либо в любые 2 из 4-х, включая аварийный [7]. В этих условиях, несмотря на наличие сигнала «разрывной защиты» по второму контуру, на ряде энергоблоков Украины оперативный персонал блочного щита управления (БЩУ) имеет возможность снять блокировку на закрытие отсечных арматур и подать воду в поврежденный ПГ. При этом регулятор подачи АПВ поддерживает постоянный уровень котловой воды в поврежденном ПГ.

Поскольку давление в поврежденном ПГ близко к атмосферному и основной расход теплоносителя первого контура идет через него, параметры теплоносителя первого контура оказываются ниже, чем параметры котловой воды в неповрежденных ПГ. Паросбросные устройства на паропроводах этих ПГ закрыты. Таким образом, теплоотвод не только от активной зоны, но и от котловой воды неповрежденных ПГ через первый контур, осуществляется в ГО. В соответствии с проектом, запаса АПВ в баках каждого канала достаточно для подпитки ПГ в течение не менее суток.

В результате отказа спринклерной системы, теплоотвод активными системами из ГО отсутствует.

Действия оперативного персонала по принудительному расхолаживанию РУ через неповрежденные ПГ не учитываются.

На рисунках 1–5 приведено сравнение динамики рассматриваемой аварии как в отсутствии, так и при наличии СПОТ ГО. Приведенные результаты позволяют судить о влиянии СПОТ ГО на развитие данной ЗПА.

Далее всюду на графиках кривые, полученные без учета СПОТ ГО, обозначены как «Base», а кривые, соответствующие работе СПОТ ГО, обозначены как «PHRS».

В «базовом» сценарии без работы СПОТ ГО, давление в ГО растет как за счет нагрева, так и за счет поступления водяного пара из поврежденного ПГ (рис. 1). В результате, уже через ~10 часов после начала аварии, давление в ГО превышает проектное и продолжает расти. К концу первых суток аварии, при условии, что ГО сохраняет плотность, давление внутри него превысило бы 7 кгс/см^2 (абс.), в реальных же условиях с высокой вероятностью произойдет отказ ГО.

В варианте со СПОТ ГО, напротив, после кратковременного роста давления до $\sim 2 \text{ кгс/см}^2$ (абс.), на первой минуте аварии, происходит его устойчивое снижение по мере того, как снижается мощность остаточных энерговыделений в активной зоне. К концу первых суток аварии давление в ГО практически стабилизируется на уровне $\sim 1,3 \text{ кгс/см}^2$ (абс.).

Аналогичные отличия наблюдаются и в динамике температуры атмосферы в подкупольной части ГО. В базовом расчете без СПОТ ГО наблюдается ее непрерывный рост, и к концу первых суток она достигает величины $\sim 160 \text{ }^\circ\text{C}$ (рис. 2), что превышает максимальное проектное значение $+150 \text{ }^\circ\text{C}$. В варианте со СПОТ ГО, температура снижается и к концу первых суток аварии составляет $\sim 65 \text{ }^\circ\text{C}$.

Столь же принципиальные отличия наблюдаются и в изменении состава парогазовой смеси в центральном зале реакторного отделения внутри ГО (рис. 3–5).

Необходимо также отметить следующее. Рассмотренная ЗПА является наиболее «жесткой» с точки зрения послеварийного роста параметров в ГО при значительных временах после наступления ИС. Поскольку, даже при гильотинном разрыве главного циркуляционного трубопровода на выходе из реактора, после запуска САОЗ значительная часть теплоты из ГО будет отводиться через теплообменники аварийного расхолаживания (ТОАР), а остальная часть поглощаться оборудованием, расположенным в ГО. В результате послеварийный рост давления на поздней стадии аварии, даже без учета работы спринклерной системы, будет менее интенсивным. В условиях же рассмотренной ЗПА, теплота через ТОАР не отводится.

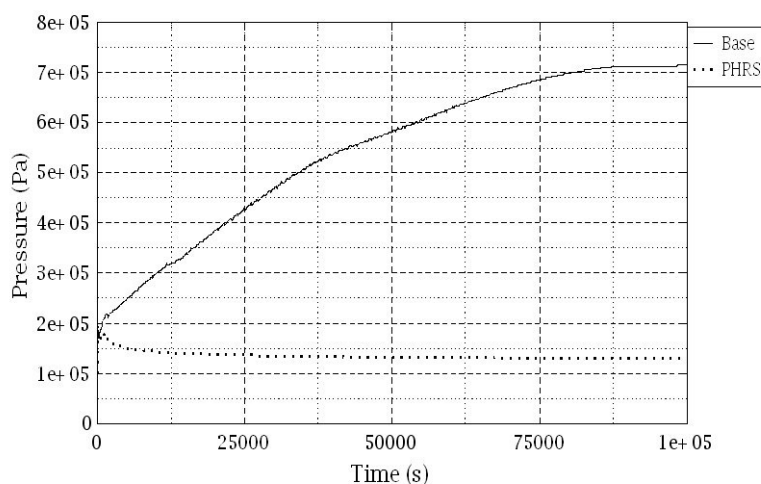


Рис. 1. Давление парогазовой смеси в купольной части ГО

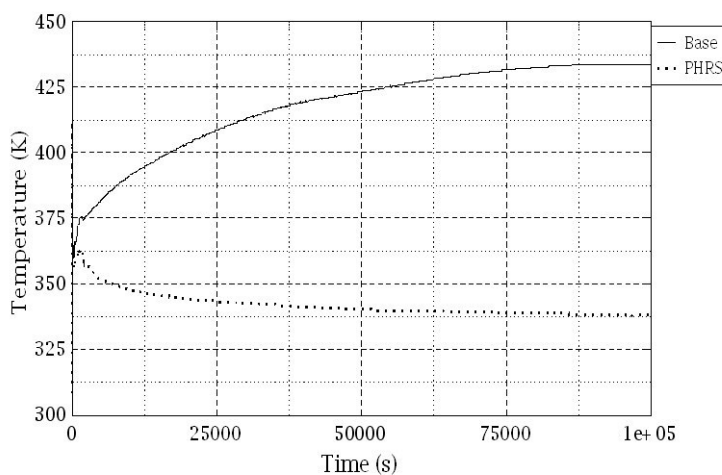


Рис. 2. Температура парогазовой смеси в купольной части ГО

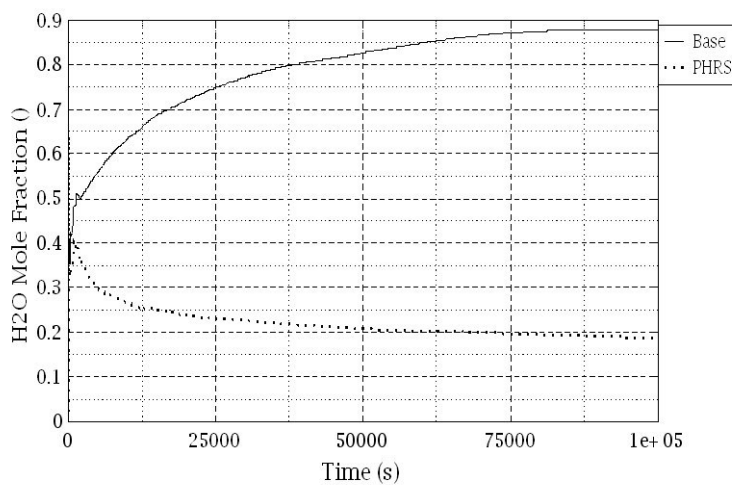


Рис. 3. Молярная концентрация водяного пара в ЦЗ ГО

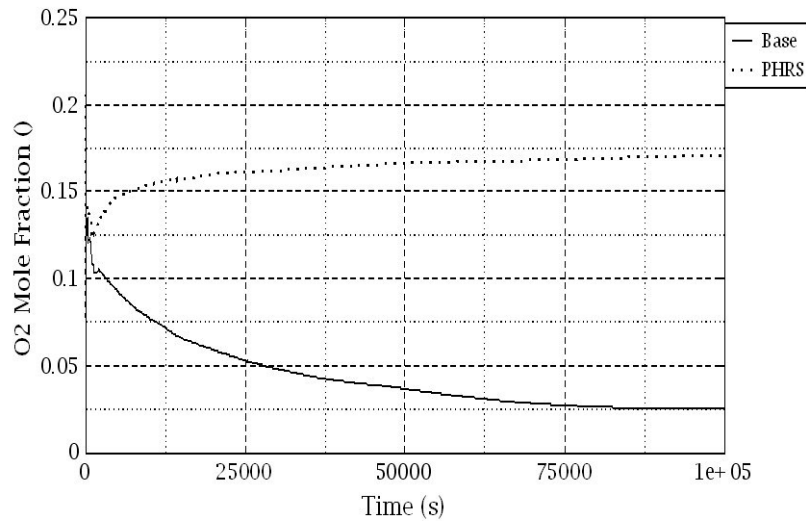


Рис. 4. Молярная концентрация кислорода в ЦЗ ГО

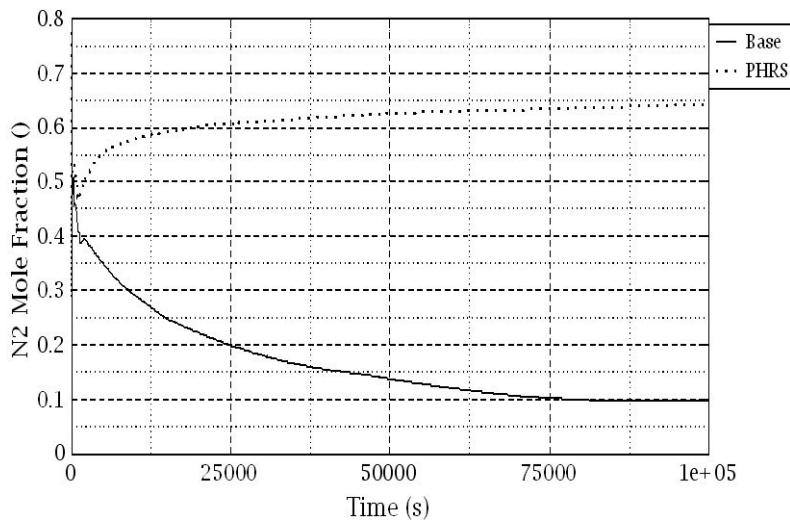


Рис. 5. Молярная концентрация азота в ЦЗ ГО

ВЫВОД

Внедрение СПОТ ГО в состав систем безопасности РУ позволит исключить возможность повреждения ГО в условиях проектных, запроектных и на начальной фазе тяжелых аварий вне зависимости от состояния источников внешнего и аварийного электроснабжения энергоблока.

Полученные результаты позволяют сделать вывод, что наличие СПОТ ГО позволяет, в условиях проектных и запроектных аварий вывести спринклерную систему из состава систем безопасности. Кроме того, в силу особенностей своего функционирования, работа только СПОТ ГО позволяет исключить возможность создания недопустимого послеварийного разрежения в ГО. В этом также заключается ещё одно ее существенное преимущество перед традиционной спринклерной системой.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Наффаа, Х.М. и др.* Пассивные системы охлаждения защитных оболочек реакторных установок [Текст] / Х.М. Наффаа, И.И. Свириденко, Д.В. Шевелев // 36. науч. пр. СКУЯЭиП. – Севастополь: СКУЯЭиП, 2012. – Вып. 2(42). – С. 46–55.
2. Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants / IAEA safety standards series. No. NS-G-1.10. – 2004. – 127 p.
3. *Lee S.-W.* Assessment of Passive Containment Cooling Concepts for Advanced Pressurized Water Reactors / S.-W. Lee [et al.] // Ann. Nucl. Energy, 1997. – Vol. 24, No. 6. – P. 467–475.
4. Passive Safety system and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1624. – Vienna: IAEA, 2009. – 159 p.
5. *Наффаа, Х.М. и др.* Оценка эффективности системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки РУ с ВВЭР в условиях длительного обесточивания [Текст] / Х.М. Наффаа, В.А. Герлига, Д.В. Шевелев, А.С. Балашевский // Ядерная и радиационная безопасность. – Киев, №2(58). – С. 27–31.
6. *Наффаа, Х.М. и др.* Расчетное моделирование работы и оценка эффективности системы пассивного отвода теплоты от гермообъема (СПОТ) при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР-1000 [Текст] / Х.М. Наффаа, Д.В. Шевелев, А.С. Балашевский // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – №3(8). – С. 9–18.
7. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. База данных по ЯППУ для целей АЗПА. EP37-2006.310.ОД (2) [Текст]. – Киев, 2008.

Calculation Modeling and Assessment of Containment Heat Removal Passive System Effectiveness in Case of Break Steam Pipe of the Steam Generator on NPP with WWER-1000

Kh.M. Naffaa*, D.V. Sheviolov **, A.S. Balashevskiy**

* *Sevastopol National University of Nuclear Energy and Industry,
7 Kurchatova St., Sevastopol, Ukraine (since 21.03.2014 – Russian Federation) 99015
e-mail: khaledmnf@mail.ru*

** *Sevastopol Branch of Scientific and Technical Support SE STC of SE NNEGС “Energoatom”,
7 Kurchatova St., Sevastopol, Ukraine (since 21.03.2014 – Russian Federation) 99015
e-mail: ontps@i.ua*

The article considers the results of the passive system modeling of heat removal for beyond design basis accident in the break steam pipe case of the steam generator inside the containment with the loss of station power. It is shown the passive system effectiveness of heat removal from containment for analyzing of beyond design basis accident at NPP with WWER-1000. The calculations were performed using MELCOR 1.8.5 code.

Keywords: passive system of heat removal (PSHR), containment, steam generator (SG), nuclear power plant (NPP), emergency feedwater (EFW), reactor facility (RF), water-water energetic reactor (WWER), beyond design basis accident (BDDBA), two-phase thermosyphon (TPT).

REFERENCES

- [1] Naffaa H.M., Sviridenko I.I., Shevelev D.V. Passivnye sistemy ohlazhdenija zashhitnyh obolochek reaktornyh ustanovok [Passive cooling systems of reactor installation protective covers]. Zb. nauk. pr. SNUJaEtaP [Collection of scientific works of Sevastopol National University of Nuclear Energy and Industry]. Sevastopol: SNUJaJeiP. [Sevastopol, Sevastopol National University of Nuclear Energy and Industry], 2012, №2(42), pp. 46–55. (in Russian)
- [2] Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants. IAEA safety standards series. No. NS-G-1.10, 2004. 127 p. (in English)
- [3] Lee S.-W. Assessment of Passive Containment Cooling Concepts for Advanced Pressurized Water Reactors. Ann. Nucl. Energy, 1997, Vol. 24, No. 6. pp. 467–475. (in English)
- [4] Passive Safety system and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1624. Vienna: IAEA, 2009, 159 p. (in English)
- [5] Naffaa, H.M. Gerliga V.A., Shevelev D.V., Balashevskij A.S. Ocenka jeffektivnosti sistemy passivnogo otvoda tepla ot zashhitnoj obolochki RU s VVJeR v uslovijah dlitel'nogo obestochivaniya [Assessment of system effectiveness of passive heat removal from a protective cover reactor facility with WWER in the long de-energization conditions]. Jadernaja i radiacionnaja bezopasnost [Nuclear and radiation safety]. Kiev, №2(58). p. 27–31. (in Russian)
- [6] Naffaa H.M., Shevelev D.V., Balashevskij A.S. Raschetnoe modelirovanie raboty i ocenka jeffektivnosti sistemy passivnogo otvoda teploty ot germoob'ema (SPOT) pri tjazhelyh avarijah na AJeS s VVJeR-1000 [Settlement work modeling and system effectiveness assessment of passive bend of warmth from a hermetic volume (SPOT) at severe accidents at the NPP with WWER-1000]. Globalnaja jadernaja bezopasnost [Global Nuclear Safety]. 2013, 3(8), ISSN 2304-414X, pp. 9–18. (in Russian)
- [7] Zaporozhskaja AJeS. Jenergoblok № 5. Baza dannyh po JaPPU dlja celej AZPA. ER37-2006.310.OD (2) [Zaporozhye NPP. Power unit № 5. NSSS database for the beyond design basis acciden purposes. ER37-2006.310.OD (2)]. Kiev, 2008. (in Russian)