

## ТЕМПЕРАТУРНЫЙ РЕЖИМ В БАСЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ РБМК ПРИ НАРУШЕНИИ УСЛОВИЙ ЕГО ОХЛАЖДЕНИЯ

**Д.А. Акобян\*, В.И. Слободчук\*\***

*\* Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ  
115409, Москва, Каширское шоссе, 31*

*\*\* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ  
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



В настоящее время проблемы переработки и длительного хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на АЭС с реакторами типа РБМК до конца не решены. В связи с этим АЭС вынуждены заниматься поиском новых вариантов размещения отработавшего топлива, которые могут обеспечить хотя бы временное хранение ОЯТ. Одним из вариантов временного решения проблемы размещения отработавшего топлива является переход на схему уплотненного хранения ОЯТ в приреакторных бассейнах выдержки (БВ). При увеличении количества отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) в бассейне выдержки увеличивается и количество выделяемого тепла. Кроме этого необходимо учитывать и то обстоятельство, что в бассейне выдержки должно быть предусмотрено место для аварийной выгрузки ТВС. В работе представлены результаты численного моделирования температурного режима бассейна выдержки как при уплотненном хранении ОТВС, так и при аварийной выгрузке ТВС. Рассмотрено несколько вариантов нарушения нормального режима охлаждения БВ, включая частичную потерю охлаждающей воды и оголение ОТВС. Моделирование проведено с использованием пакета ANSYS CFX. Оценено время разогрева воды до температуры кипения, а также время разогрева оболочек твэлов до температуры 650°C. Наиболее напряженный режим наблюдается в отсеке с аварийной выгрузкой ТВС. Полученные результаты позволяют оценить время, которое есть у персонала для восстановления нормального режима охлаждения бассейна выдержки до достижения предельной температуры по воде и ОТВС.

**Ключевые слова:** атомная станция, реактор, бассейн выдержки, отработавшее ядерное топливо, температурный режим.

### ВВЕДЕНИЕ

Срок эксплуатации действующих блоков РБМК-1000 и существующие условия хранения ОЯТ на площадках АЭС требуют увеличения количества мест хранения отработавшего топлива. Одним из вариантов временного решения проблемы размещения отработавшего топлива является переход на схему уплотненного хранения ОЯТ в приреакторных БВ. Увеличение хранимого топлива в БВ достигается переводом

© Д.А. Акобян, В.И. Слободчук, 2020

на беспенальное уплотненное хранение ОТВС. Благодаря этому между балками щелевого перекрытия БВ можно разместить ОТВС в 2,4 раза больше, чем при штатном (пенальном) хранении топлива. Однако при увеличении количества ОТВС в бассейне выдержки увеличивается и количество выделяемого ими тепла. В связи с этим возникает необходимость проведения теплогидравлических расчетов БВ для обоснования безопасности уплотненного хранения ОЯТ. Кроме этого в бассейне выдержки должно быть предусмотрено место для аварийной выгрузки ТВС.

БВ являются стойкими при аварийных ситуациях, из-за их устойчивой структуры тяжелые аварии в них уже давно рассматриваются как маловероятное событие, при котором будет достаточно времени для адекватных и корректирующих действий оператора. Авария на АЭС Фукусима, которая последовала после землетрясения в Японии 11 марта 2011 г., возобновила интерес к безопасности отработавшего ядерного топлива, хранящегося в БВ при условии потери охлаждения [1, 2].

В целом существует четыре различных теплогидравлических сценария, которые могут возникнуть во время аварий с потерей охлаждения в БВ:

- топливные сборки полностью покрыты водой;
- частично оголенные ОТВС, но неповрежденные;
- частично оголенные и поврежденные ОТВС;
- полностью оголенные ОТВС [3].

При неработающей штатной системе охлаждения бассейна выдержки отвод тепла от отработавших ТВС осуществляется за счет естественной конвекции воды и воздуха и рассеивается в окружающую среду. Заметную роль может также играть и испарение при повышении температуры воды [3 – 7].

Если уровень воды в бассейне ниже верхней части ОТВС, то это не обязательно приведет к немедленному разогреву оголенной части сборки. До тех пор, пока уровень воды не намного ниже вершины ОТВС, оголенная часть может быть охлаждена потоком пара и подъемом уровня воды из-за её подкипания в нижней части. Расчеты, проведенные в [8], предполагают, что пик температуры оболочки в оголенной части топливных сборок может быть  $< 800$  К, даже когда поверхность воды опустится на 1,5 – 2,0 м ниже верхней части отработавших ТВС. Тем не менее, следует признать, что теплогидравлические явления, происходящие при частичном оголении ТВС, являются сложными [9 – 14].

В данной работе рассматриваются следующие сценарии:

- расчетный анализ теплогидравлических характеристик модели бассейна выдержки при уплотненном хранении ОТВС в режимах с нарушением нормального охлаждения БВ;
- расчетный анализ температурного режима отсека бассейна выдержки, в который предусмотрена аварийная выгрузка ОТВС, при нарушении нормального режима охлаждения БВ.

Проведено исследование режимов с прекращением охлаждения бассейна выдержки и с частичной потерей охлаждающей воды в БВ с оголением отработавших ТВС на 20, 25 и 50%.

### **РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ**

На рисунках 1, 2 представлена схема размещения ОТВС в бассейне выдержки при уплотненном хранении отработавшего топлива (рис. 1) и при аварийной выгрузке (рис. 2).

При построении расчетной модели отработавшая ТВС представлена сплошным цилиндром диаметром 78 мм и высотой 7 м. Модель подвески состоит из двух цилиндрических частей. Одна часть диаметром 78 мм и высотой 4,93 м, другая – диамет-

ром 36 мм и высотой 3,57 м. Пространство между ОТВС в бассейне выдержки заполнено водой (или водой и воздухом при частичном оголении сборки).

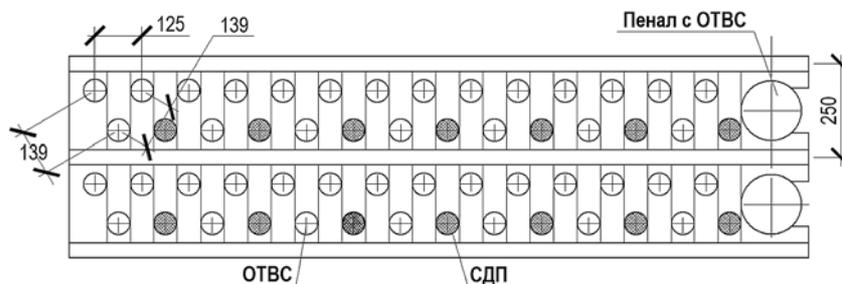


Рис. 1. Схема беспенального размещения ОТВС в бассейне выдержки. СДП – стержни дополнительных поглотителей

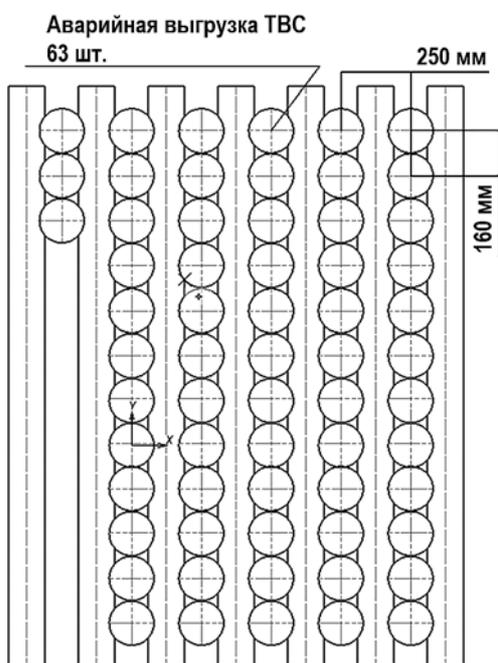


Рис. 2. Схема отсека с аварийной выгрузкой ТВС

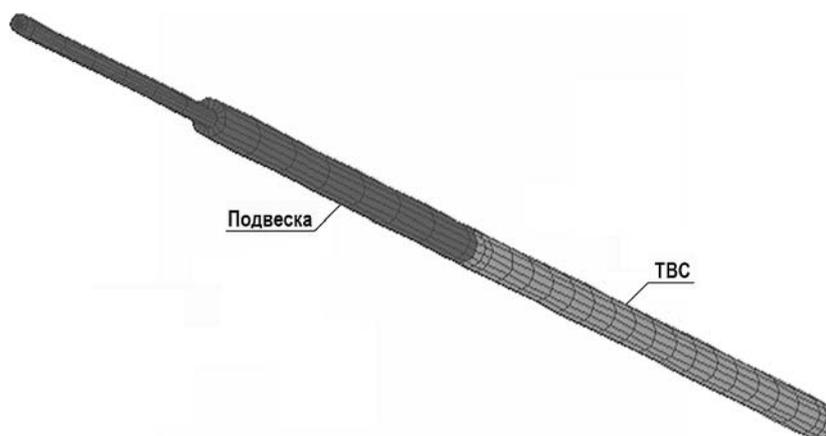


Рис. 3. Модель отработавшей ТВС

При расчете использованы эквивалентные свойства ОТВС. Эквивалентные свойства модели сборки задавались из условия равенства максимальной температуры модели ОТВС и твэла реальной сборки при одинаковой температуре наружной поверхности  $T_{нар.}$  и при одинаковой тепловой мощности модели ОТВС и всех твэлов реальной ТВС. В модели с уплотненным хранением сборок в БВ тепловыделение соответствует максимальной мощности 1,951 МВт [15]. В рассматриваемой модели в качестве допущения принято равномерное распределение энерговыделения по высоте ОТВС, так как «история» работы сборок в реакторе была неизвестна. Для отсека с аварийной выгрузкой тепловыделение составляет 0,781 МВт [15]. Модель отработавшей ТВС показана на рис. 3.

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Численное моделирование температурного режима отсека бассейна выдержки с ОТВС для аварийных режимов является наиболее приемлемым инструментом анализа, поскольку экспериментальное исследование таких ситуаций является проблематичным. Для проведения расчета использовался код ANSYS CFX [16].

Свойства материалов, используемых при построении расчетной модели (топливо, оболочка твэлов, нержавеющая сталь, вода, воздух), взяты из [17 – 21].

С использованием полученной модели проведен расчет температурного режима бассейна выдержки при уплотненном хранении ОТВС для стационарного состояния при прекращении принудительной циркуляции. Результаты расчета показывают, что даже при полностью заполненном водой бассейне выдержки происходит нагрев воды до температуры кипения. Естественная циркуляция затруднена из-за достаточно тесного расположения отработавших сборок, значительная доля тепла переносится теплопроводностью.

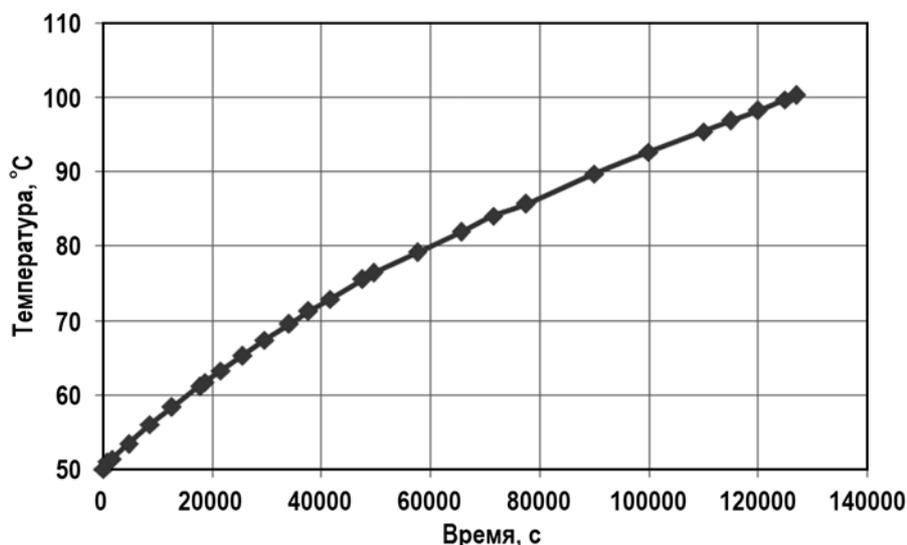


Рис. 4. Изменение температуры воды в бассейне выдержки при прекращении принудительной циркуляции (уплотненное хранение ОТВС без потери воды в БВ)

Для того, чтобы определить время прогрева воды до температуры кипения, проведены расчеты для нестационарного режима. Было показано, что при прекращении принудительной циркуляции разогрев воды в бассейне выдержки до 90°C происходит за 90700 с (25,19 часа), а до температуры кипения вода нагревается за 126500 с или примерно 35,1 часа (рис. 4).

Для модели БВ рассмотрены следующие варианты: оголение ОТВС в бассейне

выдержки на 20, 25 и 50%, т.е. часть ОТВС находится в воде, а часть – в воздухе. Сначала были проведены расчеты для стационарного режима с целью определить наступление «предельного» состояния – прогрев воды до температуры кипения или нагрев ТВС до 650°C. Полученные результаты показали, что только при оголении не более 20% температура ОТВС не достигает предельного значения 650°C. При большем оголении сборок температура ОТВС заметно превышает предельные значения. Во всех рассмотренных случаях температура воды достигает температуры кипения ( $T_{\text{кип}} = 100^\circ\text{C}$ ). Следующим этапом был расчет нестационарного режима, чтобы оценить время разогрева воды в бассейне выдержки до температуры кипения и разогрев ОТВС до температуры 650°C.

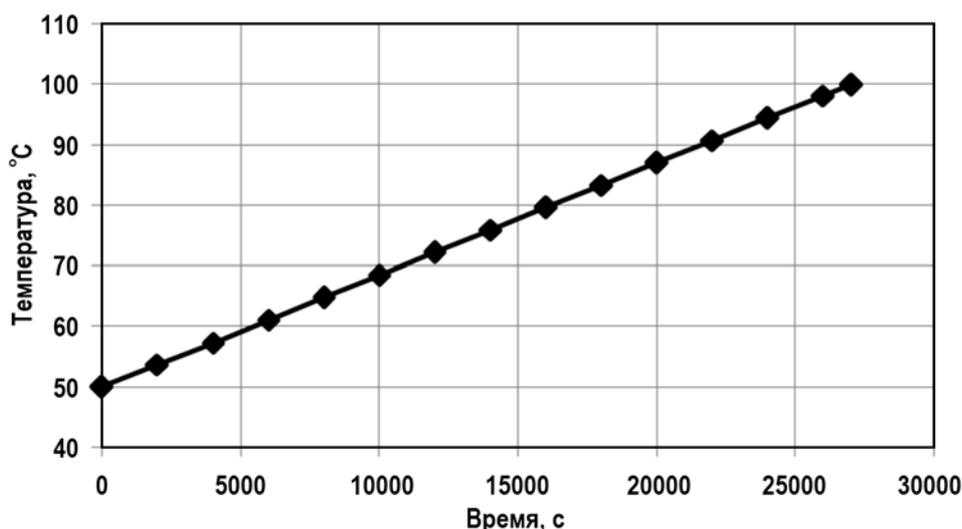


Рис. 5. Прогрев воды до температуры насыщения в БВ (уплотненное хранение сборок, частичная потеря воды с оголением ОТВС на 50%)

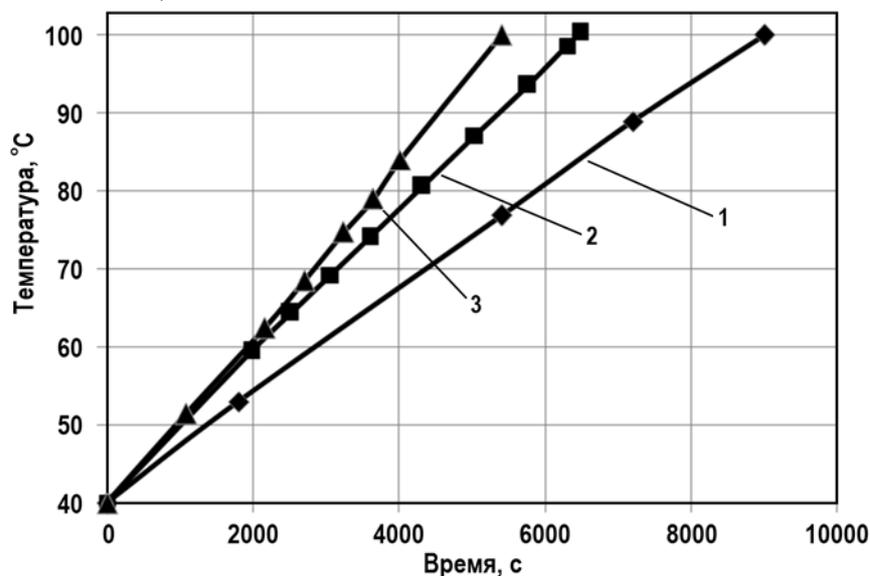


Рис. 6. Изменение температуры воды в отсеке аварийной выгрузки: 1 – снижение уровня воды до головок ОТВС; 2 – оголение ОТВС на 25%; 3 – оголение ОТВС на 50%

Как и следовало ожидать, оголенная часть сборок, находящаяся в воздушной области, разогревается до более высокой температуры, чем участок, находящийся

в воде. Это приводит к тому, что довольно быстро происходит разогрев верхнего слоя воды до температуры кипения, в то время как нижние слои воды находятся при температуре более низкой, чем температура насыщения. Максимальная температура воды во времени при частичном оголении ОТВС изменяется практически по линейному закону, что является следствием принятого допущения о равномерном распределении энерговыделения по высоте ОТВС. Это время составляет примерно 7,5 часа (рис. 5).

Что касается отсека аварийной выгрузки отработавших сборок, то время прогрева воды до температуры кипения и разогрева ОТВС до 650°C значительно меньше, чем в отсеке БВ с уплотненным хранением сборок. Результаты расчета показывают следующее.

При уменьшении объема воды в бассейне выдержки до уровня головок ОТВС температура кипения достигается за 2,5 часа, при оголении ОТВС на 25% – за 1,84 часа, а при оголении ОТВС на 50% вода закипит через 1,56 часа (рис. 6). В некоторых из рассмотренных случаев нагрев ОТВС до температуры 650°C происходит быстрее, чем начинается кипение воды.

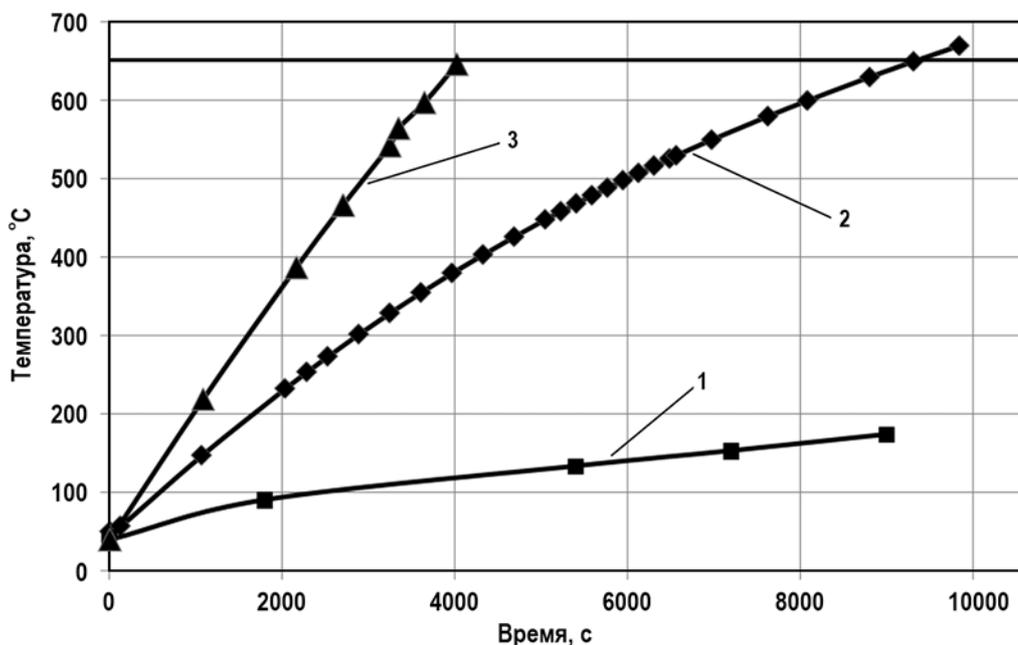


Рис. 7. Изменение температуры ОТВС в отсеке аварийной загрузки: 1 – снижение уровня воды до головок ОТВС; 2 – оголение ОТВС на 25%; 3 – оголение ОТВС на 50%

На рисунке 7 представлена зависимость температуры ОТВС от времени. Так, например, для случая с оголением ОТВС на 50% предельная температура сборки достигнута уже через 1,12 часа, т.е. раньше, чем вода нагрелась до температуры кипения, а для случая с оголением ТВС на 25% температура 650°C может быть достигнута через 2,68 часа, т.е. почти одновременно с нагревом воды в отсеке до температуры кипения.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе рассмотрен температурный режим бассейна выдержки блока с реактором РБМК-1000 при уплотненном хранении отработавших ТВС и при их аварийной выгрузке. Рассмотрены варианты с нарушением охлаждения бассейна выдержки, включая частичную потерю воды и оголение ОТВС.

Расчеты показали, что при уплотненном хранении отработавших сборок при оголении не более 20% ОТВС ее температура не превышает 650°C, а прогрев воды до температуры кипения происходит приблизительно за 7,5 часа. При большем оголении ОТВС возможен разогрев самой отработавшей сборки до температуры, заметно превышающей 650°C.

Оценка показала, что время разогрева воды в отсеке с аварийной выгрузкой уменьшается с 2,5 часов при уменьшении объема воды в БВ до уровня головок ОТВС до 1,56 часа при 50%-ом оголении ТВС. При оголении ОТВС на 50% оболочка нагреется до 650°C через 1,12 часа, т.е. быстрее, чем происходит нагрев воды до температуры кипения.

Полученные результаты можно рассматривать как оценку времени, которое есть у персонала для восстановления режима охлаждения бассейна выдержки.

### **Литература**

1. *Bernd S.J.* Status of the spent fuel in the reactor buildings of Fukushima Daiichi 1-4. // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – Vol. 283. – PP. 2-7.
2. *Song J.H., Kim T.W.* Severe accident issues raised by the Fukushima accident and improvements suggested. // Nuclear Engineering and Technology. – 2014. – Vol. 46. – PP. 207-216.
3. *Kaliatka A. et al.* Analysis of the processes in spent fuel pools in case of loss of heat removal due to water leakage. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2013. – No. 3. – PP. 1-11.
4. *Partmann C., Schuster C., Hurtado A.* Experimental investigation of the thermal hydraulics of a spent fuel pool under loss of active heat removal conditions. // Nuclear Engineering and Design. – 2018. – Vol. 330. – PP. 480-487.
5. *Cheng-Lun Yu.* Numerical study on hydrodynamic and thermal characteristics of spent fuel pool. // Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Vol. 119. – PP. 139-147.
6. *Hung T.-C. et al.* The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools. // Applied Thermal Engineering. – 2013. – Vol. 50. – PP. 496-504.
7. *Wang D. et al.* Study of Fukushima Daiichi nuclear power station unit 4 spent-fuel pool. // Nuclear Technology. – 2012. – Vol. 180. – PP. 205-215.
8. *Gauntt R.O. et al.* MELCOR computer code manuals. / Report NUREG/CR-6119. – U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA. – 2000.
9. *Barto A. et al.* Consequence study of a beyond-design-basis earthquake affecting the spent fuel pool for a U.S. Mark I boiling water reactor. / Report SECY-13-0112-Enclosure-1 (ADAMS accession no. ML13256A342). – U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA. – 2013.
10. *Chen S.R. et al.* CFD simulating the transient thermal-hydraulic characteristics in a 17×17 bundle for a spent fuel pool under the loss of external cooling system accident. // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – Vol. 73. – PP. 241-249.
11. *Ahn K.I., Shin J.U., Kim W.T.* Severe accident analysis of plant-specific spent fuel pool to support a SFP risk and accident management. // Annals of Nuclear Energy. – 2016. – Vol. 89. – PP. 70-83.
12. *Ogino M.* Analysis of fuel heat-up in a spent fuel pool during a LOCA, 2012. / In: Technical Workshop on the Accident of TEPCO's Fukushima Daiichi NPS, July 23-24, 2012, Tokyo, Japan.
13. *Jackel B.* Spent fuel pool boil down calculations with MELCOR 1.8.6, 2013. / In: Fifth European MELCOR User Group Meeting, May 2-3, 2013, Stockholm, Sweden.
14. *Cheng-Lun Yu.* Numerical study on hydrodynamic and thermal characteristics of spent fuel pool. // Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Vol. 119. – PP. 139-147
15. Расчет температурного режима воды в БВ и обоснование взрывобезопасности при

обращении с уран-эрбиевым топливом 01-41-62-53-ТХ. / Отчет. – Москва: ОАО «Атомэнергопроект», 2011.

16. ANSYS CFX. User's Guide. – ANSYS Inc. – 2011. – 368 p.

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

18. Ривкин С.Л., Александров А.А. Термодинамические свойства воды и водяного пара. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 80 с.

19. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. / Под ред. П.Л. Кириллова. Т.1: Теплогидравлические процессы в ЯЭУ. – М.: ИздАТ. – 2010. – 771 с.

20. Инжиниринг – Справочник. Электронный ресурс: [http://fast-const.ru/articles.php?article\\_id=20](http://fast-const.ru/articles.php?article_id=20) (дата доступа 20.05.2019).

21. ПрофПрокат – Справочник металлов. Электронный ресурс: <http://profprokat.ru/content/view/167/8/> (дата доступа 20.05.2019).

Поступила в редакцию 28.05.2019 г.

#### Авторы

Акобян Давид Ашотович, аспирант

E-mail: [Davit\\_77777@mail.ru](mailto:Davit_77777@mail.ru)

Слободчук Виктор Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: [slobovic@mail.ru](mailto:slobovic@mail.ru)

UDC 629.039.58

## TEMPERATURE CONDITIONS IN THE RBMK SPENT FUEL STORAGE POOL IN THE EVENT OF DISTURBANCES IN ITS COOLING MODE

Hakobyan D.A.\*, Slobodchuk V.I.\*\*

\* National Research Nuclear University MEPHI

31 Kashirskoe Hwy, 115409 Moscow, Russia

\*\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU MEPHI

1 Studgorodok, 249040 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

#### ABSTRACT

The problems of reprocessing and long-term storage of spent nuclear fuel (SNF) at nuclear power plants with RBMK-type reactors have not been fully resolved so far. As a result, nuclear power plants are forced to search for new options of temporary storage of SNF. One of the possible temporary solutions to the problem is compacted SNF storage in the reactor spent fuel storage pool (SFSP). As the number of spent fuel assemblies (SFA) in the SFSP increases, a greater amount of heat is released. In addition, it is necessary to take into account the fact that provision should be made for some additional storage space in the pool where fuel assemblies can be placed in an emergency situation. The paper presents the results of a numerical simulation of the temperature regime in the spent fuel storage pool both for storage of compacted SFAs and for emergency unloading of fuel assemblies. Several types of disturbances in the normal SFSP cooling mode are considered, including partial loss of cooling water and uncovering of SFA. The simulation was performed using the ANSYS CFX code. The time it takes for the water to reach the boiling point is estimated, as well as the time over

which the fuel cladding is heated to 650°C. The most critical conditions are observed in the compartment for emergency unloading of fuel assemblies. The results obtained make it possible to estimate the time that personnel have to restore the cooling mode of the spent fuel storage pool before the maximum water and SFA temperature is reached.

**Key words:** nuclear power plant, reactor, spent fuel storage pool, spent nuclear fuel, temperature conditions.

#### REFERENCES

1. Bernd S.J. Status of the spent fuel in the reactor buildings of Fukushima Daiichi 1-4. *Nuclear Engineering and Design*. 2015, v. 283, pp. 2-7.
2. Song J.H., Kim T.W. Severe accident issues raised by the Fukushima accident and improvements suggested. *Nuclear Engineering and Technology*. 2014, v. 46, pp. 207-216.
3. Kaliatka A. et al. Analysis of the processes in spent fuel pools in case of loss of heat removal due to water leakage. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2013, no. 3, pp. 1-11.
4. Partmann C., Schuster C., Hurtado A. Experimental investigation of the thermal hydraulics of a spent fuel pool under loss of active heat removal conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 2018, v. 330, pp. 480-487.
5. Cheng-Lun Yu. Numerical study on hydrodynamic and thermal characteristics of spent fuel pool. *Annals of Nuclear Energy*. 2018, v. 119, pp. 139-147.
6. Hung T.-C. et al. The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools. *Applied Thermal Engineering*. 2013, v. 50, pp. 496-504.
7. Wang D. et al. Study of Fukushima Daiichi nuclear power station unit 4 spent-fuel pool. *Nuclear Technology*. 2012, v. 180, pp. 205-215.
8. Gauntt R.O. et al. MELCOR computer code manuals. 2000, *Report NUREG/CR-6119*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.
9. Barto A. et al. Consequence study of a beyond-design-basis earthquake affecting the spent fuel pool for a U.S. Mark I boiling water reactor. 2013, *Report SECY-13-0112-Enclosure-1 (ADAMS accession no. ML13256A342)*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.
10. Chen S.R. et al. CFD simulating the transient thermal-hydraulic characteristics in a 17×17 bundle for a spent fuel pool under the loss of external cooling system accident. *Annals of Nuclear Energy*. 2014, v. 73, pp. 241-249.
11. Ahn K.I., Shin J.U., Kim W.T. Severe accident analysis of plant-specific spent fuel pool to support a SFP risk and accident management. *Annals of Nuclear Energy*. 2016, v. 89, pp. 70-83.
12. Ogino M. Analysis of fuel heat-up in a spent fuel pool during a LOCA. 2012. In: *Technical Workshop on the Accident of TEPCO's Fukushima Daiichi NPS*, July 23-24. 2012, Tokyo, Japan.
13. Jackel B. Spent fuel pool boil down calculations with MELCOR 1.8.6. 2013. In: *Fifth European MELCOR User Group Meeting*, May 2-3. 2013, Stockholm, Sweden.
14. Cheng-Lun Yu. Numerical study on hydrodynamic and thermal characteristics of spent fuel pool. *Annals of Nuclear Energy*. 2018, v. 119, pp. 139-147.
15. Calculation of the temperature regime of water in the SFP and justification of explosion safety when handling uranium-erbium fuel. *Report 01-41-62-53-TX*. Moscow. OJSC Atomenergoproekt Publ., 2011 (in Russian).
16. *ANSYS CFX. User's Guide*. ANSYS Inc., 2011, 368 p.
17. Chirkin V.S. *Thermophysical properties of nuclear materials. Handbook*. Moscow. Atomizdat Publ., 1968, 484 p. (in Russian).

18. Rivkin S.L., Alexandrov A.A. *Thermodynamic properties of water and water steam. Handbook*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1984, 80 p. (in Russian).

19. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yur'ev Yu.S. *Handbook on thermohydraulic calculations in nuclear power industry*. Edited by P.L. Kirillov. Vol. 1: Thermohydraulic processes in nuclear power plants. Moscow. Izdat Publ., 2010, 771 p. (in Russian).

20. Engineering – Handbook. Available at:  
[http://fast-const.ru/articles.php?article\\_id=20](http://fast-const.ru/articles.php?article_id=20) (accessed May 20, 2019) (in Russian).

21. ProfProkat – Handbook of Metals. Available at:  
<http://profprokat.ru/content/view/167/8/> (accessed May 20, 2019) (in Russian).

#### **Authors**

Hakobyan David Ashotovich, PhD Student

E-mail: [Davit\\_77777@mail.ru](mailto:Davit_77777@mail.ru)

Slobodchuk Victor Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [slobovic@mail.ru](mailto:slobovic@mail.ru)