УДК 621.039:62-622

МНОГОФУНКЦИОНАЛЬНОЕ РЕЗЕРВИРОВАНИЕ СОБСТВЕННЫХ НУЖД АЭС НА БАЗЕ ПАРОГАЗОВОЙ УСТАНОВКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПАРОВОДОРОДНОГО ПЕРЕГРЕВА

В.Е. Юрин

Отдел энергетических проблем Саратовского научного центра РАН, Саратовский государственный технический университет им. Ю.А. Гагарина 410054, г. Саратов, ул. Политехническая, 77



Предложен путь комбинирования атомной электростанции с парогазовой установкой и водородным комплексом, которые в штатном режиме дают возможность повысить мощность станции, а в случае полного обесточивания – обеспечить электроснабжение собственных нужд АЭС. Предлагается использование водорода для перегрева пара, генерируемого уходящими газами газотурбинной установки, входящей в состав парогазовой установки. Парогазовая установка должна быть установлена за территорией АЭС. Водород будет генерироваться при электролизе воды за счет дешевой внепиковой энергии АЭС в ночное время, после чего эффективно использоваться днем, повышая параметры пара перед паровой турбиной, входящей в состав парогазовой установки.

Проведена вероятностная оценка надежности системы в состояниях обесточивания при совместном использовании парогазовой установки и каналов системы аварийного электроснабжения с дизель-генераторами.

Предложенная система позволяет обеспечить электроснабжение собственных нужд АЭС более 72-х часов. Для обеспечения собственных нужд станции при отказе газотурбинных установок возможно использование паровой турбоустановка в составе парогазовой установки. Паровая турбина может работать за счет генерации дополнительного пара при сжигании водорода в кислороде. При соответствующей модернизации система позволяет использовать остаточное тепловыделение реактора. Установлено, что предложенный вариант комбинирования АЭС с парогазовой установкой в сочетании с водородным комплексом позволяет повысить надежность электроснабжения собственных нужд АЭС в аварийных ситуациях с обесточиванием.

Ключевые слова: система аварийного электроснабжения, водородный цикл, камера сгорания, атомная электростанция, парогазовая установка, маневренность, безопасность, резервирование собственных нужд АЭС, полное обесточивание.

ВВЕДЕНИЕ

Существует ряд систем, основанных на использовании водородного комплекса, призванных увеличивать производимую мощность АЭС, а также обеспечить собственные нужды станции в случае аварийной ситуации с обесточиванием [1-4]. Все

предлагаемые системы подразумевают использование водорода в цикле АЭС. В условиях особого отношения к безопасности атомных станций ряд ученых и общественных деятелей относятся негативно к использованию водорода на территории станции. Альтернативным вариантом может стать производство водорода на АЭС, но использование его в спутниковой установке, находящейся за территорией станции. Известны автономные водородные парогенераторы [5], однако они обладают одним ярко выраженным недостатком — постоянным принудительным водяным охлаждением, снижающим эффективность использования теплоты высокотемпературных продуктов сгорания водорода в кислороде из-за значительного количества отводимой теплоты, необходимой для изменения фазового состояния балластировочной воды. Кроме того, образуются солевые отложения в тракте внешнего охлаждения камеры сгорания балластировочной водой, что со временем становится причиной неработоспособного состояния водородного пароперегревателя.

Предлагается альтернативное использование водорода для перегрева пара, генерируемого уходящими газами газотурбинной установки (ГТУ), входящей в состав парогазовой установки (ПГУ), которая должна быть установлена за территорией АЭС. Водород будет генерироваться при электролизе воды за счет дешевой внепиковой энергии АЭС и эффективно использоваться, повышая параметры пара перед паровой турбиной, входящей в состав ПГУ [6].

Такая установка обеспечит надежное резервирование собственных нужд (СН) станции на случай аварий, связанных с полным обесточиванием. Актуальность предлагаемого решения подтверждает и авария на японской АЭС «Фукусима-1», показавшая, что эффективность и надежность существующих аварийных систем защиты на базе резервных дизель-генераторов не соответствует современным требованиям безопасности на АЭС. Существуют проекты по повышению безопасности, основанные, в основном, на системах пассивного отвода тепла (СПОТ) или установке дополнительного канала системы аварийного электроснабжения (САЭ) с дизель-генератором (ДГ). Однако установка оборудования СПОТ и САЭ с ДГ увеличивает стоимость основных фондов АЭС, не изменяя при этом количества вырабатываемой электроэнергии, что негативно сказывается на конкурентоспособности станции.

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

По предлагаемой системе многофункционального резервирования СН АЭС на базе парогазовой установки с использованием пароводородного перегрева электроснабжение потребителей первой (СУЗ, управляющие системы безопасности, аварийное освещение) и второй групп (насосы САОЗ, аварийный питательный электрический насос) можно обеспечить за счет дополнительной парогазовой установки (ПГУ) с использованием пароводородного перегрева. В работе должен остаться циркуляционный насос конденсатора, необходимый для сохранения рабочего тела путем сброса сгенерированного в парогенераторах (ПГ) пара через быстродействующую редукционную установку (БРУ-К) в конденсатор. Рассматривалась ПГУ, состоящая из двух газотурбинных и одной паротурбинной установок.

Система (рис. 1) работает следующим образом. В ночные внепиковые часы ГТУ 4 и ПТУ 8 снижают нагрузку, но остаются в работе в роли горячего резерва. При электролизе воды происходит аккумулирование невостребованной ночной электроэнергии в виде водорода и кислорода, которые при помощи дожимных водородных и кислородных компрессорных агрегатов поступают в емкости хранения.

В пиковые часы электрической нагрузки ГТУ вырабатывает электрическую мощность. За счет уходящих газов в котле-утилизаторе 6 генерируется пар, который

перегревается за счет сжигания запасенного водорода в кислороде в двухступенчатой камере сгорания с пароводяным охлаждением 7 [7] и направляется на ПТУ, которая также вырабатывает электроэнергию.

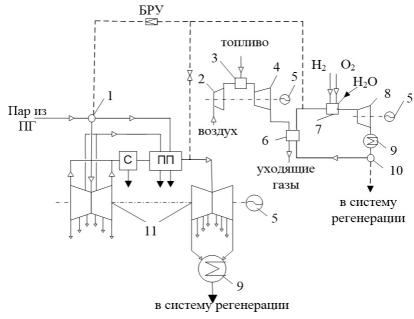


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема системы многофункционального резервирования СН АЭС на базе комбинирования с ПГУ с использованием пароводородного перегрева: 1 — устройство парораспределения; 2 — компрессор; 3 — камера сгорания; 4 — ГТУ; 5 — электрические генераторы; 6 — котел-утилизатор; 7 — двухступенчатая камера сгорания с пароводяным охлаждением; 8 — ПТУ; 9 — конденсаторы; 10 — устройство распределения конденсата; 11 — основная ПТУ

Использование двухступенчатой камеры сгорания с пароводяным охлаждением 7 обеспечивает эффективное использование аккумулированной в виде водорода и кислорода энергии. Полученный в камере сгорания с пароводяным охлаждением высокотемпературный пар смешивается с паром, сгенерированным в котле-утилизаторе 6, что приводит к повышению его температуры и к увеличению теплоперепада и расхода пара в ПТУ [8].

В аварийной ситуации, сопровождаемой полным обесточиванием станции, ГТУ работают на выработку электроэнергии, необходимой потребителям первой и второй категорий и циркуляционному насоса АЭС. При этом обеспечивается двойное резервирование, т.к. одна ГТУ способна генерировать необходимую для расхолаживания реакторов АЭС электроэнергию. В случае отказа ГТУ пар генерируется в двухступенчатой камере сгорания с пароводяным охлаждением, на которую через резервные ресиверы подаются водород и кислород, запасенные в резервной системе хранения, и впрыскивается балластировочная вода. Она обеспечивает охлаждение камеры сгорания и генерацию пара в объеме необходимом для электроснабжения СН АЭС посредством ПТУ.

Для повышения безопасности из парогенератора к ПГУ может быть протянут паропровод (по предварительной оценке длиной от 300 до 450 м). Через него в состоянии обесточивания при отказе обеих ГТУ (например, при разрыве газопровода) нагрузку на себя сможет принять ПТУ, используя пар, генерируемый в парогенераторах за счет энергии остаточного тепловыделения. Это будет возможно в течение 72-х часов и более даже при отсутствии запаса водорода и кислорода или отказе двухступенчатой камеры сгорания с пароводяным охлаждением [9]. В ноч-

ные часы штатного режима можно будет поддерживать в качестве горячего резерва ПТУ за счет пара, отбираемого из энергоблока АЭС. В этом случае ГТУ можно будет отключать и экономить дорогостоящий природный газ. При аварийной ситуации ПТУ продолжит выработку электроэнергии на собственные нужды, пока для генерации рабочего тела будет хватать энергии остаточного тепловыделения и запасенных водорода с кислородом [3]. За это время будут запущены ГТУ.

Важное место в процессе экспертизы проектов атомных станций занимает процедура вероятностного анализа безопасности. Вероятностные анализы безопасности (ВАБ) используются во ФГУП «Атомэнергопроект» (Россия) в качестве инструмента для выработки и принятия решений по повышению безопасности и для решения эксплуатационных вопросов действующих и проектируемых АЭС с ВВЭР [10]. Взаиморезервирование активных и пассивных систем в новых проектах атомных станций позволяет обеспечить высокий уровень надежности выполнения функций безопасности посредством снижения влияния отказов по общей причине (применение конструктивного и функционального разнообразия) и путем снижения влияния ошибочных действий персонала (при работе пассивных систем не требуется каких-либо действий персонала). В последние годы на зарубежных атомных станциях (как и на российских) развитие пассивных систем безопасности стало одним из основных условий при проектировании [11]. После тяжелой аварии с повреждением топливных сборок и защитных оболочек на АЭС «Фукусима-1» возникла необходимость комплексного пересмотра проектов АЭС на предмет устойчивости к внешним воздействиям природного характера, сопровождаемых множественными отказами систем безопасности [12]. Для пассивных систем не требуются дополнительные источники электроэнергии, поэтому их установка является обязательной при разработке реакторов нового поколения [13 – 15].

Предлагается альтернативный способ резервирования собственных нужд АЭС, позволяющий полностью окупить вложения в системы безопасности посредством выработки предлагаемыми системами электроэнергии в сеть. Для предварительной оценки вероятности повреждения активной зоны (ПАЗ) реактора при совместном использовании системы многофункционального резервирования СН АЭС на базе парогазовой установки и трехканальной системы аварийного электроснабжения с дизель-генераторами составлен граф состояний, показанный на рис. 2.

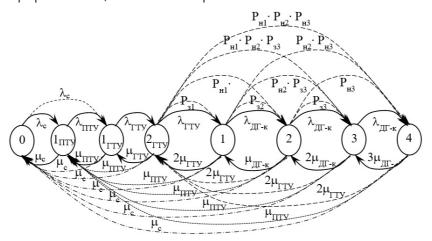


Рис. 2. Граф состояний для системы многофункционального резервирования СН АЭС, включающей ПГУ и трехканальную САЭ с ДГ: 0 — отсутствие нарушений связи с системой; $1_{\Pi T y}$ — потеря внешних источников электроэнергии, выполнение функций ПТУ; $1_{\Pi T y}$ — отказ ПТУ, выполнение функций ГТУ1; $2_{\Pi T y}$ — отказ ГТУ1, выполнение функций ГТУ2; 1 — отказ ГТУ2, выполнение функций одним из трех каналов САЭ с ДГ; 2 — отказ первого канала, выполнение функций вторым каналом САЭ с ДГ; 3 — отказ второго канала, выполнение функций третьим каналом САЭ с ДГ; 4 — отказ всех резервных каналов с потерей электроснабжения

При определении основных показателей надежности использовались элементы теории марковских процессов. Построенный граф состояний был описан с помощью дифференциальных уравнений [16, 17]. При расчете учитывались следующие факторы:

- в случае незапуска ДГ с заданной вероятностью система переходит в следующее состояние;
- интенсивности потери теплоносителя первого контура и аварийной течи в парогенераторе, при которых дополнительная паровая турбина не может использовать остаточное тепловыделение;
- интенсивности отказов и восстановления основных элементов системы;
- экстремальные природные условия Среднего Поволжья России за последние 100 лет (землетрясения 6 7 балов, пыльные бури, ураганный ветер, сильные обледенения и др.).

Интенсивности отказов и восстановления элементов вычисляются как сумма интенсивностей отказов по внутренним (наработка на отказ) и внешним (климатические условия) причинам [3, 16, 18].

Итоговая интенсивность ПАЗ вычислялась на основании вышеуказанных данных. С учетом запаса водорода и резервного паропровода, позволяющего использовать остаточное тепловыделение, она составила $9.39\cdot10^{-8}$ 1/реакторолет. При питании собственных нужд АЭС за счет одной из ГТУ (вторая ГТУ в резерве) интенсивность отказа САОТ составила $1.76\cdot10^{-8}$ 1/реакторолет. Для сравнения рассматривалась трехканальная САЭ с установкой дополнительного общестанционного дизель-генератора. Интенсивность ПАЗ в этом случае составила $8.5\cdot10^{-6}$ 1/реакторолет.

В случае максимальной проектной аварии может использоваться ГТУ MS5001RA, обеспечивающая электроэнергией четыре энергоблока при включении системы аварийного расхолаживания высокого давления. Интенсивность отказа CAOT в таком варианте составит $7.11\cdot10^{-7}$ 1/реакторолет, что соответствует установленной норме для интенсивности повреждения активной зоны (ПАЗ) АЭС с ВВЭР нового поколения, не превышающей $1.0\cdot10^{-6}$ 1/реакторолет [19].

На случай максимальной проектной аварии (обесточивание с разрывом ГЦК) мощность одной из ГТУ выбирается выше мощности дизель-генератора (для энергоблока ВВЭР-1000 – 5,6 МВт) [20]. Тогда, исходя из требуемой мощности для четырех энергоблоков, можно выбрать ГТУ MS5001RA (26,3 МВт), LM1600PA (13,98 МВт) и паровую турбину К-12-10ПА (11,6 МВт). По параметрам этого оборудования составлен баланс котла-утилизатора, подтверждающий допустимость такого выбора. Общий расход природного газа в номинальном режиме равен 2,631 кг/с. Как показали расчеты [21], срок окупаемости составит 13 лет, а полученный за 25 лет чистый дисконтированный доход — 1935 млн. руб.

ВЫВОДЫ

- 1. Комбинирование АЭС и парогазовой установки с возможностью использования остаточного тепловыделения ректора и (или) энергии запасенных водорода и кислорода для выработки электроэнергии позволит значительно снизить частоту ПАЗ.
- 2. За счет работы резервной ПГУ для генерации электроэнергии в штатном режиме достигается положительный экономический эффект и окупаемость дополнительных капиталовложений в системы безопасности, что, в итоге, приводит к повышению технико-экономической эффективности, безопасности и конкурентоспособности АЭС.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ (№15-19-10027)

Литература

- 1. Аминов, А.Н. Егоров, В.Е. Юрин. Патент РФ №2499307. Способ расхолаживания водо-охлаждаемого реактора при полном обесточивании АЭС, заявка от 20.06.2012, опубл. 20.11.2013. Бюл. №32.
- 2. Аминов P.3., Eгоров A. H., IОрин B. E. Pезервирование собственных нужд AЭС в условиях полного обесточивания на основе водородного цикла. // Атомная энергия. 2013. T. 114. N94. C. 234-236.
- $3. Aminov\,R.Z., Yurin\,V.E.\, \text{Nuclear power plant safety improvement based on hydrogen technologies, Nuclear Energy and Technology (2016).}$
- URL: http://dx.doi.org/10.1016/j.nucet.2015.11.016.
- 4. *Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E.* Multifunctional redundancy own needs in nuclear power plants. / In Proceedings of the IXth International Conference «Science, Technology and Higher Education». December 23–24, 2015. Westwood, Canada
- 5. *Малышенко С.П.* Исследования и разработки ОИВТРАН в области технологий водородной энергетики // Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология». -2011. -T. 95. № 3. С. 10-34.
- 6. *Юрин В.Е.* Патент РФ № 2529508. Способ повышения маневренности АЭС. Заявка от 09.04.2013, опубл. 27.09.2014, бюл. № 27.
- 7. *Аминов Р.З., Байрамов А.Н., Юрин В.Е.* Патент РФ №2488903. Система сжигания водорода в цикле АЭС с регулированием температуры водород-кислородного пара, заявка от 03.05.2012, опубл. 27.07.2013. Бюл. №21.
- 8. $\it Eaŭpamos\,A.H.$ Эффективность интеграции AЭС с водородным энергетическим комплексом / Дисс. канд. тех. наук, 05.14.01, защищена 20.04.10, утв. 17.09.10. $\it M.$ 2010. 142 с.
- 9. Аминов Р.З., Юрин В.Е., Маркелов Д.А. Активная система отвода остаточного тепловыделения реактора ВВЭР-1000// Атомная энергия. -2015, -T. 118. №5. -C. 261-266.
- 10. Швыряев Ю.В., Морозов В.Б. Результаты откорректированного ВАБ для АЭС повышенной безопасности с ВВЭР-1000. / VII Международный форум по информационному обмену «Анализ безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК» (ФОРУМ-7, 28-30 октября 2003. Словакия).
- 11. International Atomic Energy Agency. The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future, Proc. of a Conf., IAEA, Vienna, 1991.
- 12. *Gauntt R., Kalinich D., Cardoni J.* Fukushima Daiichi Accident Study Report. / Sandia National Laboratories. 2012. 298 p.
- 13. *Tanaka T*. Examination of Natural Circulation and Heat Removal by Steam Generator. Proc. of the VIth International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6), № N6P054, Nara, Japan, 2004.
- 14. *Oikawa H.* Safety System Improvement for the Next Generation BWR. Proc. Vth Internal Conference on Nuclear Engineering (ICONE-5), No-2538. Nice, France. 1997.
- 15. Vijayan P. Safety features in nuclear power plants to eliminate the need of emergency planning in public domain. // Academy Proceedings in Engineering Sciences. Vol. 38. Iss. 5. PP. 925-943.
- 16.Аминов P.3., Юрин B.E. Оценка эффективности использования активной системы отвода остаточного тепловыделения при обесточивании на примере реактора ВВЭР-1000. // Известия РАН. Энергетика. -2014. №6. С. 61-72.
- 17. *Аминов Р.З., Гариевский М.В., Юрин В.Е.* Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ №2013660800. Вероятностная оценка безопасности АЭС в состояниях обесточивания при общестанционном резервировании собственных нужд на основе постоянно действующих турбоустановок / Заявка от 06.08.2013, зарегистрировано 19.11.2013.
- 18. Π опырин Л.С., Π тромберг Ю.Ю., Π ильман М. Π . Надежность парогазовых установок. // Теплоэнергетика. Π 1999, Π Π , Π Π
- 19. $Токмачев \Gamma.В.$ Подход к применению ВАБ при проектировании АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. \mathbb{N}^4 . \mathbb{C} .44-53.
- 20. Аминов P.3. Батенин B.M., Ипатов $\Pi.Л$. Использование газотурбинных установок для резервирования собственных нужд АЭС // Теплоэнергетика. -2006. №12. С. 25-28.
- 21. Ирин В.Е. Исследование систем активного отвода остаточного тепловыделения реакторов на базе комбинирования АЭС с многофункциональными установками. Дисс. канд. техн. наук 05.14.01, защищена 29.09.15, утв. 30.12.15.-M., 2015.-115 с.

Поступила в редакцию 29.03.2016 г.

Автор

<u>Юрин</u> Валерий Евгеньевич, м. н. с. ОЭП СНЦ РАН, ассистент каф. ТАЭС СГТУ им. Гагарина, канд. техн. наук E-mail: urin1990777@bk.ru

UDC 621.039:62-622

MULTIFUNCTIONAL BACKUP ELECTRICITY SUPPLY FOR NPP AUXILIARY NEEDS BASED ON COMBINED-CYCLE POWER PLANT WITH HYDROGEN OVERHEATING

Yurin V.E.

Department of Energy Problems, Saratov Scientific Center of the Russian Academy of Sciences. 77 Politehnicheskaya st., Saratov, 410054 Russia

ARSTRACT

Approach is suggested of combining nuclear power plant with combined cycle gas turbine unit and hydrogen producing complex which, while operated in normal conditions, give the possibility to increase plant capacity and, in case of complete blackout, to ensure supply of electricity for covering auxiliary needs of the NPP. It is suggested to use hydrogen for overheating generated steam by exhaust gases of the gas turbine plant included in the composition of the combined cycle gas turbine unit. Combined cycle gas turbine unit must be installed beyond the NPP site. Hydrogen is to be generated by electrolysis of water using cheap off-peak energy produced by the NPP during nighttime, following which hydrogen will be efficiently used during the day for enhancing parameters of steam before the gas turbine included in the composition of the combined cycle gas turbine unit.

Probabilistic assessment was performed of reliability of the proposed system in the conditions of loss of power supply for the case of joint use of the combined cycle gas turbine unit and emergency electric power supply channels equipped with diesel generators.

The proposed system allows ensuring supply of electricity for covering auxiliary needs of the NPP during more than 72 hours. Use of the steam turbine plant included in the composition of the combined cycle gas turbine unit is possible for covering auxiliary needs of the NPP in case of failure of gas turbine plants. Steam turbine can be operated due to the generation of additional steam during incineration of hydrogen in oxygen. With appropriate modernization the system allows using decay heat released in the nuclear reactor core. It was established that the proposed option of combining NPP with combined cycle gas turbine unit in combination with hydrogen generating complex allows enhancing reliability of supply of electricity for covering auxiliary needs of the NPP in emergency conditions accompanied with loss of electric power supply.

Keywords: emergency electricity supply, hydrogen cycle, combustion chamber, nuclear power plant, combined cycle gas turbine unit, maneuverability, safety, back-up electricity supply for covering auxiliary needs of the NPP, nuclear emergency with complete loss of electric power supply.

REFERENCES

- 1. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. A method of cooling down water-cooled reactor of NPP with full blackout, Patent RF №2499307, 2013 (in Russian).
- 2. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. Hydrogen Cycle Based Backup for NPP Internal Needs During a Blackout. *Atomic Energy*. 2013, v. 114, no. 4, pp. 289-292. DOI: 10.1007/s10512-013-9712-0 (in Russian).
- 3. Aminov R.Z., Yurin V.E. Nuclear power plant safety improvement based on hydrogen technologies, *Nuclear Energy and Technology* (2016). Available at http://dx.doi.org/10.1016/j.nucet.2015.11.016.

- 4. Aminov R.Z., Egorov A.N., Yurin V.E. Multifunctional redundancy own needs in nuclear power plants. / Proceedings of the IXth International Conference «Science, Technology and Higher Education». December 23–24, 2015. Westwood, Canada.
- 5. Malyshenko S.P. JIHT RAS Research and Development in the Field of Hydrogen Energy Technologies. *International Scientific Journal for Alternative Energy and Ecology*, 2011, v. 95, no. 3, pp. 10-34.
- 6. Yurin V.E. Approach to improving maneuverability of NPP. Patent RF №2529508, 2014 (in Russian).
- 7. Aminov R.Z., Bayramov A.N., Yurin V.E. The system of hydrogen combustion in the cycle of NPP with controlled temperature of hydrogen-oxygen steam. Patent RF №2488903, 2013 (in Russian).
- 8. Bayramov A.N. Efficiency of integration of NPP with hydrogen energy complex. Diss. Cand. Sci. (Engineering) 05.14.01: 20.04.10 defended: approved. 17.09.10. Moscow, 2010, 142 p. (in Russian).
- 9. Aminov R.Z., Markelov D. A., Yurin V.E. System for Active Removal of the Decay heat Released in VVER-1000. Atomic Energy, 2015, v. 118, no. 5, pp. 324-330. DOI 10.1007/s10512-015-0001-y (in Russian).
- 10. Shvyryaev Y.V., Morozov V.B. Rezultaty otkorrektirovannogo The results of corrected PSA for NPPs with enhanced safety equipped with VVER-1000 reactors. In Proc. of the VII $^{\rm th}$ International forum for the exchange of information «NPP Safety Analysis with the Reactor of the Type VVER and RBMK». Slovakia, 2003.
- 11. International Atomic Energy Agency. The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future. Proc. of the Conf., IAEA, Vienna, 1991.
- 12. Gauntt R., Kalinich D., Cardoni J. Fukushima Daiichi Accident Study Report. Sandia National Laboratories. 2012. 298p.
- 13. Tanaka T. Examination of Natural Circulation and Heat Removal by Steam Generator, Proc. of the VIth International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6), №N6P054, Nara, Japan, 2004.
- $14.\ Oikawa\ H.\ Safety\ System\ Improvement\ for\ the\ Next\ Generation\ BWR.\ Proc.\ V^{th}\ Internal\ Conference\ on\ Nuclear\ Engineering\ (ICONE-5),\ No-2538.\ Nice,\ France,\ 1997.$
- 15. Vijayan P., Safety features in nuclear power plants to eliminate the need of emergency planning in public domain. *Academy Proceedings in Engineering Sciences*, v. 38, iss. 5, pp. 925-943.
- 16. Aminov R.Z., Yurin V.E. Evaluating the effectiveness of the active decay heat removal system during blackout using the example of the VVER-1000 reactor. *Izvestiya RAN*. *Energetics*, 2014, no. 6, pp. 61-72 (in Russian).
- 17. Aminov R.Z., Garievsky M.V., Bayramov A.N., Yurin V.E. Probabilistic safety assessment of NPP under the conditions of blackout under backing up the total station auxiliary needs on the basis of continuously operated turbines. Certificate of Computer program state registration № 2013660800, 2013 (in Russian).
- 18. Popyrin L.S., Stromberg Y.Y., Dilman M.D. Reliability of combined-cycle plants. *Teploenergetika*, 1999, no. 7, pp.50-53 (in Russian).
- 19. Tokmachev G.V. Approach to the use of probabilistic safety analysis in the design of new generation of WWER reactors. Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika, 2007, no. 4, pp. 44-53 (in Russian).
- 20. Aminov R.Z., Batenin V.M., Ipatov P.L. Application of combined cycle gas turbine plants for backing up NPP auxiliary needs. *Teploenergetika*, 2006, no. 12, pp. 25-28 (in Russian).
- 21. Yurin V.E. Investigation of systems of active removal of reactor decay heat of on the basis of nuclear power plants combined with multifunction plants. Diss. Cand. Sci. (Engineering) 05.14.01: 29.09.15, approved 30.12.15. Moscow, 2015, 115 p. (in Russian).

Author

<u>Yurin</u> Valerij Evgen'evich, Junior Research Fellow of Saratov SC RAS, Assistant of Department, Cand. Sci. (Engineering) E-mail: urin1990777@bk.ru.