

УДК: 621.039.58

DOI: 10.26277/SECNRS.2023.107.1.005

© 2023. Все права защищены.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ПРОТЕКАНИЯ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ НА ЭНЕРГБЛОКАХ АЭС С ВВЭР-1000 С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ

Курбонмамадов А. Ш.* (kurbonmamadov@secnrs.ru),
Арбаев Г. Э.* (arbaev@secnrs.ru)

Статья поступила в редакцию 7 февраля 2023 г.

Аннотация

В статье приведены результаты анализа протекания различных сценариев тяжелых аварий на примере энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 с точки зрения выхода и распределения радионуклидов по помещениям АЭС, а также рассмотрено влияние возможных отказов оборудования на протекание аварийных процессов.

С целью выполнения исследования были проведены расчеты аварийных режимов с течами из горячей и холодной ниток главного циркуляционного трубопровода различного диаметра с наложением полной потери всех источников переменного тока.

В результате было выявлено:

1. различие в протекании процессов с точки зрения выхода продуктов деления при авариях с течами из первого контура в зависимости от места расположения течи (холодная или горячая нитка главного циркуляционного трубопровода);
2. возможность отказа (разрушения) корпуса реактора из-за его существенного нагрева при высоком давлении в реакторной установке при авариях с длительной потерей электроснабжения;
3. возможность формирования условий для парового взрыва в напорной камере реактора при объемном взаимодействии расплава с теплоносителем.

Полученные результаты требуют дополнительного анализа и должны быть учтены при проведении расчетов тяжелоаварийных процессов на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000, что позволит улучшить качество расчетного моделирования тяжелых аварий на энергоблоках АЭС с ВВЭР.

► **Ключевые слова:** тяжелые аварии, продукты деления, паровой взрыв, ВВЭР.

* Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия.

ANALYSIS OF SEVERE ACCIDENTS PROGRESSION SPECIFICS AT NPP POWER UNITS WITH VVER-1000 FROM A PERSPECTIVE OF FISSION PRODUCTS RELEASE

Kurbonmamadov A. Sh.*,
Arbaev G. E. *

Article is received on February 7, 2023.

Abstract

In the article the analysis of various severe accidents progression scenarios using the example of the NPP power unit with VVER-1000 was performed from a perspective of fission products release and distribution by NPP premises. Also, the influence of possible equipment failures on the accident processes development is considered.

For the purpose of the current research several severe accident scenarios were calculated to consider leaks from hot and cold legs of the main circulation pipeline of various diameters overlapped by total loss of all alternative current sources.

As a result the following aspects were revealed:

- 1. difference in processes development from a perspective of fission products release under loss-of-primary coolant accidents depending on the location of the leak (cold or hot leg of the main circulation pipeline);*
- 2. possibility of reactor vessel failure (destruction) due to its considerable heating under high pressure in the reactor installation in case of accidents involving long-term loss of power supply;*
- 3. possibility of formation of conditions for steam explosion in the reactor lower plenum during core melt-water interaction.*

The obtained results require an additional analysis and should be considered in severe accidents calculations for NPP power units with VVER-1000, which will favorably affect the quality of severe accidents calculated simulation for NPP power units with VVER.

► **Keywords:** *severe accidents, fission products, steam explosion, VVER.*

* Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow, Russia.

Введение

При проведении расчетов тяжелых аварий необходимо учитывать особенности ее протекания на всех этапах аварийного процесса. Отказ оборудования энергоблока в процессе аварии может оказать значительное влияние на ее дальнейшее развитие, в том числе и на выход продуктов деления (ПД) за пределы контура циркуляции теплоносителя.

В ходе данной работы был проведен анализ различных тяжелых аварий на примере энергоблока ВВЭР-1000 (В-320) с точки зрения выхода радионуклидов и их распределения по помещениям АЭС. Расчетные исследования были проведены при помощи программы для электронных вычислительных машин (ЭВМ) “ASTEC 2.2” [1].

Выход продуктов деления при тяжелых авариях, связанных с течами теплоносителя из первого контура и наложением полного обесточивания энергоблока

При проведении расчетов тяжелых аварий для целей поддержки Информационно-аналитического центра Ростехнадзора [2–4] было установлено, что для энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 наибольший выход активности из первого контура в помещения герметичного ограждения (ГО) достигается при авариях с обесточиванием энергоблока и течами диаметром от 20 до 160 мм, а не при больших течах с обесточиванием (рис. 1). Это обусловлено тем, что при авариях с большими течами из первого контура происходит быстрое истечение теплоносителя и осушение активной зоны, в результате чего высоколетучие ПД (такие как Xe, Kr, I, Br, Cs, Rb, Te) выходят за пределы контура циркуляции, а большая часть низколетучих ПД (Rh, Pd, Tc, Pu, U, Am и т. д.) и ПД ограниченной летучести (Ba, Ru, Sr, La, Eu, Ce, Mo и т. д.) остаются внутри корпуса реактора (на рис. 2 показана суммарная активность ПД, вышедших за пределы контура циркуляции, для аварии с течью из первого контура диаметром 850 мм и наложением полного обесточивания энергоблока). При авариях с малыми течами из первого контура истечение теплоносителя происходит медленнее, чем при авариях с большими течами, в результате чего после разрушения топливных оболочек часть ПД средней и низкой летучести выходят в помещения ГО вместе с теплоносителем (на рис. 3 показана суммарная активность ПД, вышедших за пределы контура циркуляции, для аварии с течью из первого контура диаметром 40 мм и наложением полного обесточивания энергоблока).

Поскольку максимальный выход активности за пределы первого контура достигается при авариях с течами из первого контура диаметром от 20 до 160 мм и наложением обесточивания энергоблока, было принято решение более детально проанализировать процесс протекания данных аварий. В соответствии с феноменологией протекания аварийных процессов указанные аварии были разделены на две группы:

1) малая течь из первого контура диаметром до 40 мм с наложением полного обесточивания энергоблока;

2) средняя течь из первого контура диаметром от 40 до 160 мм с наложением полного обесточивания энергоблока.

Для выполнения расчетов указанных аварийных режимов была разработана расчетная модель энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 (В-320) в программе для ЭВМ “ASTEC 2.2”. При проведении расчетов проверялись следующие предположения:

- возможное разрушение корпуса реактора в области выходных патрубков вследствие нагрева;
- отличия в выходе радионуклидов в помещении ГО при течах с одинаковым условным диаметром из холодной и горячей ниток главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ);
- возможность взаимодействия расплава с недогретой до температуры насыщения водой напорной камеры реактора при байпасном (боковом) проплавлении цилиндрической части внутрикорпусной шахты реактора.

Анализ аварийных режимов, связанных с малыми течами из первого контура и наложением полного обесточивания энергоблока

Протекание аварий, обусловленных малыми течами из первого контура с наложением обесточивания энергоблока, характеризуется высоким давлением в первом контуре. Потеря теплоносителя происходит не только через течь, но и через импульсно-предохранительные клапаны компенсатора давления. Поскольку отвод тепла через течь недостаточен, давление в первом контуре поддерживается на уровне уставок открытия/закрытия импульсно-предохранительных клапанов.

Для проведения анализа был выбран режим полного обесточивания энергоблока с наложением течи их холодной нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 20 мм. На рис. 4 представлена динамика изменения давления на выходе из реактора.

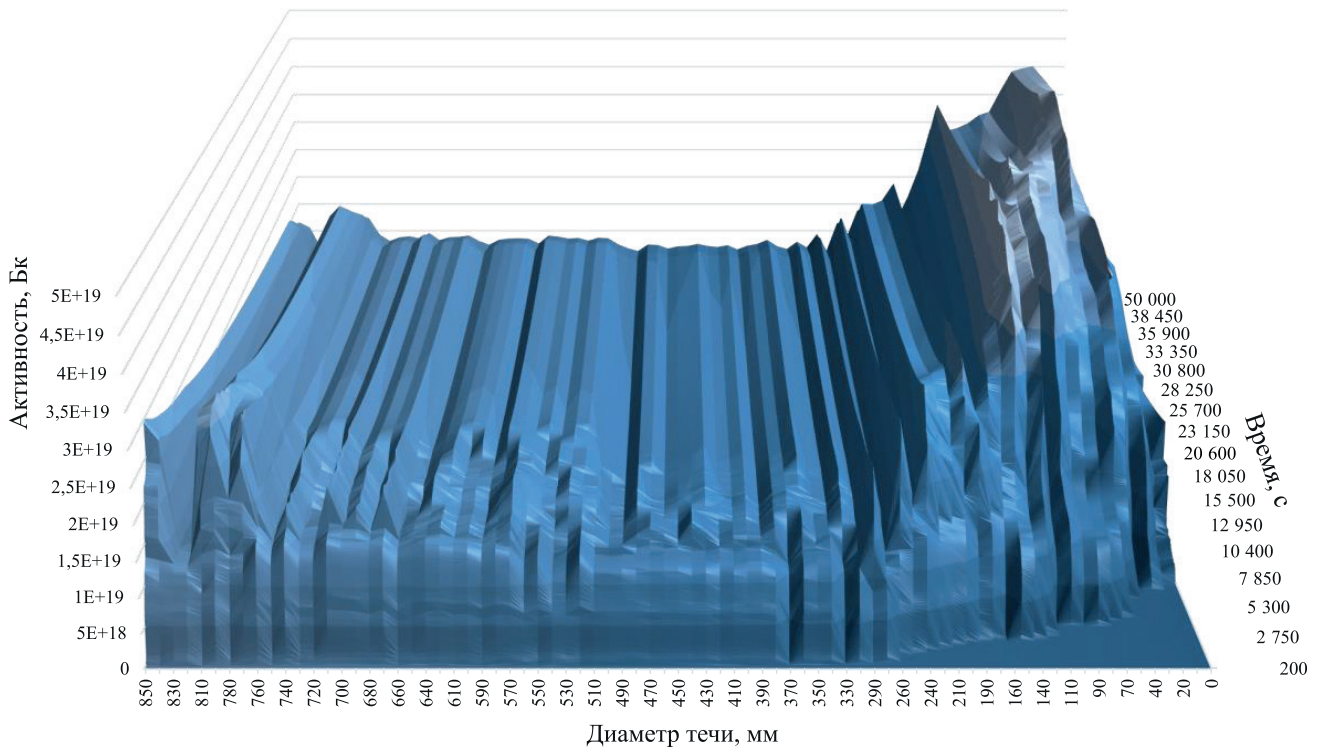


Рис. 1. Зависимость активности в центральном зале от времени и условного диаметра течи
 [Fig. 1. The dependence of activity in the central hall on time and the diameter of the leak]

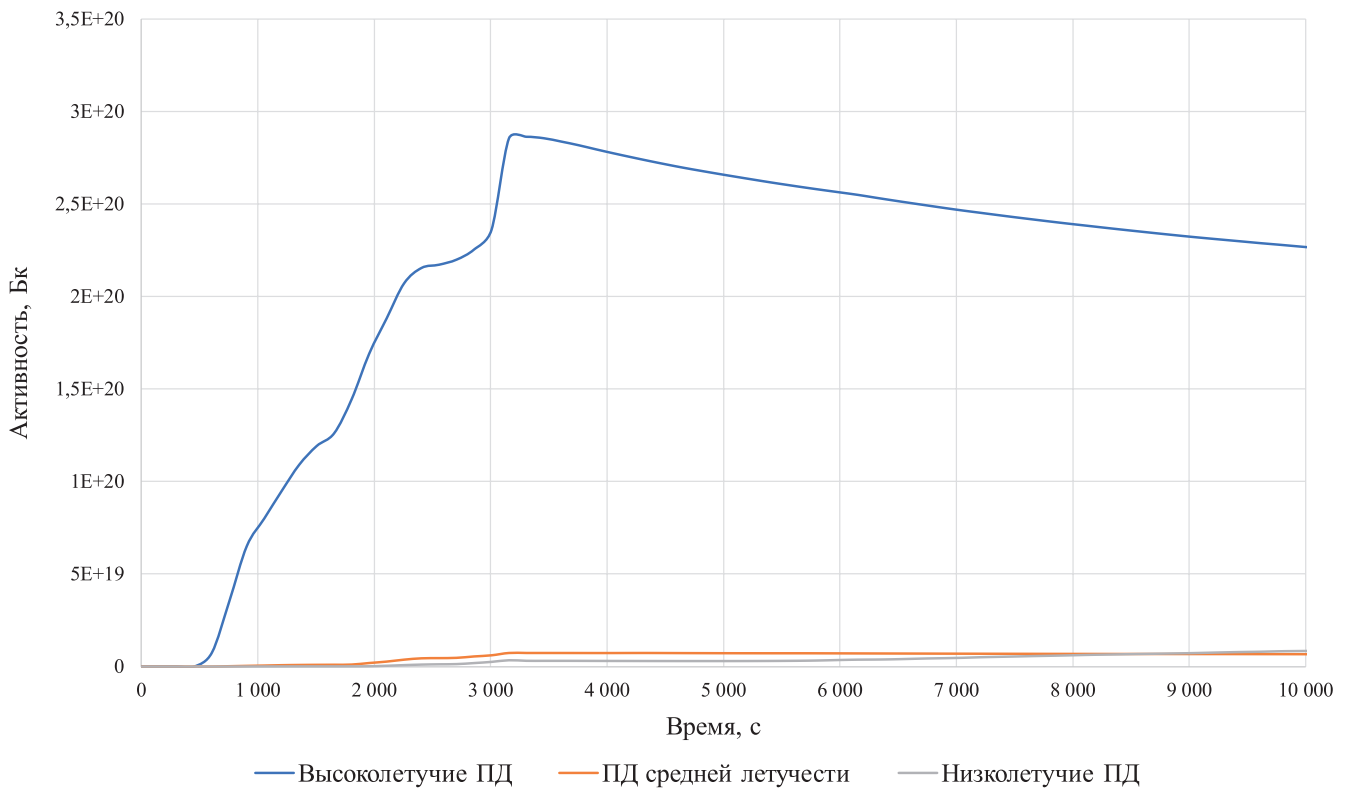


Рис. 2. Суммарная активность продуктов деления в помещениях герметичного ограждения при аварии с большой течью диаметром 850 мм
 [Fig. 2. Fission products total activity in containment during large break LOCA 850 mm]

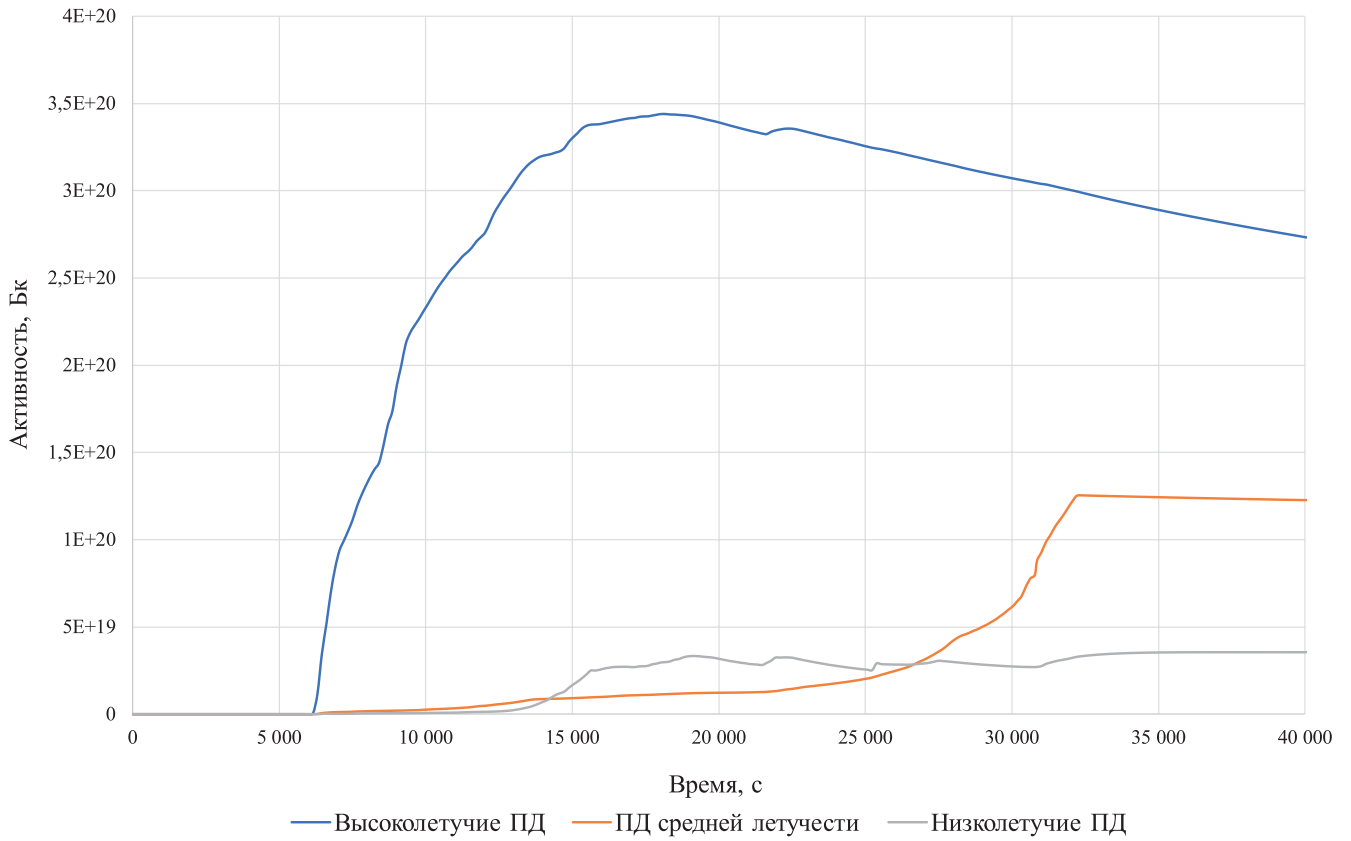


Рис. 3. Суммарная активность продуктов деления в помещениях герметичного ограждения при аварии с малой течью диаметром 40 мм
 [Fig. 3. Fission products total activity in containment during small break LOCA 40 mm]

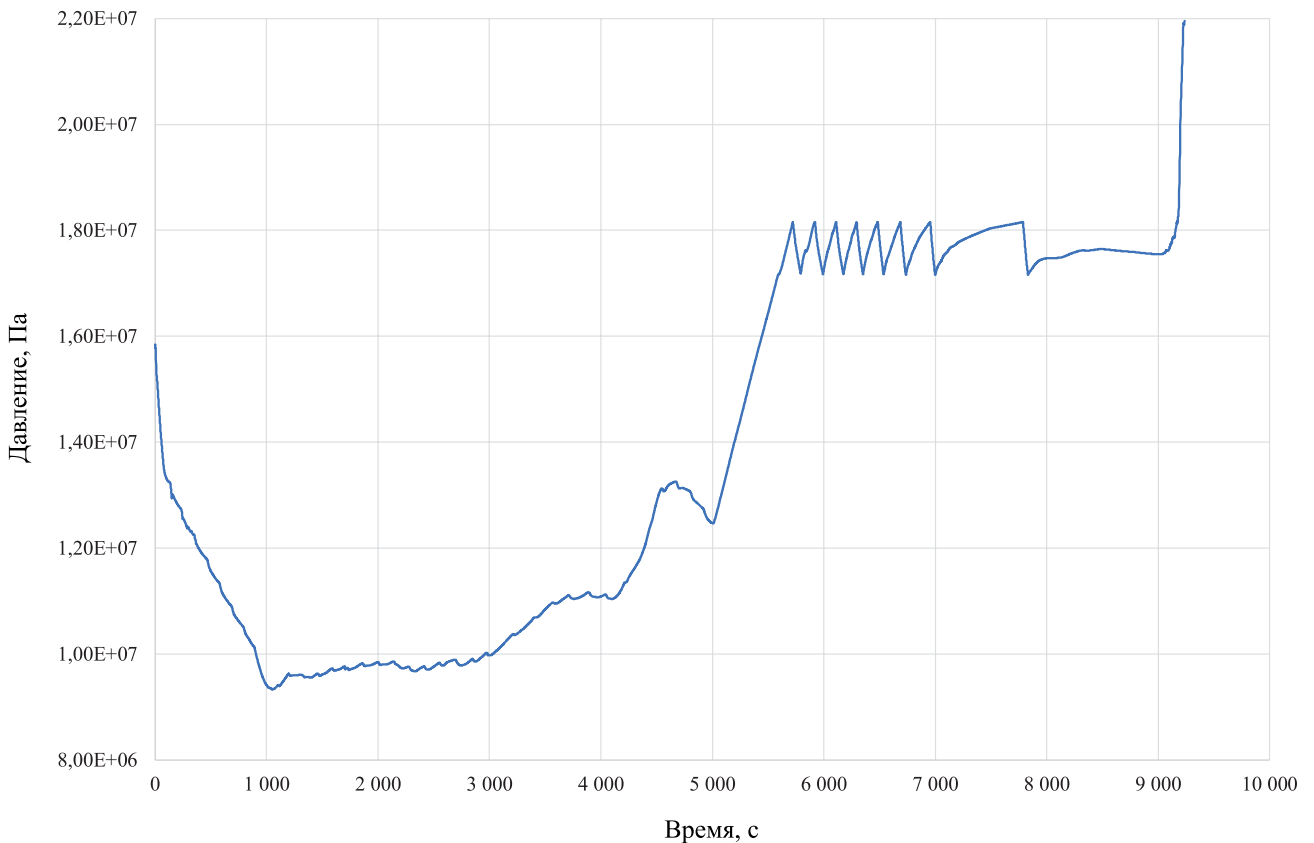


Рис. 4. Динамика изменения давления на выходе из реактора
 [Fig. 4. Reactor outlet pressure]

В момент времени 9 200 с давление в корпусе реактора повышается до 22 МПа. Причиной этому является перемещение расплава активной зоны в напорную камеру реактора, содержащую теплоноситель, что приводит к интенсивному испарению воды в ней и резкому росту давления. Величина давления 22 МПа является предельной для расчета давления в первом контуре в программе для ЭВМ “ASTEC 2.2”, поэтому дальнейший расчет не проводился.

Поле температур элементов реактора (рис. 5) демонстрирует существенный нагрев корпуса реактора в области выходных патрубков в момент времени 9 200 с. Это дает основание предполагать возможность разрушения корпуса реактора в области выходных патрубков вследствие нагрева и высокого давления на выходе из реактора. Поэтому в рамках данного исследования был проведен альтернативный расчет аварийного режима с течью холодной нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 20 мм, наложением полного обесточивания энергоблока и разрушением корпуса реактора в области выходных патрубков в момент времени 9 200 с (постулирован отказ одного из элементов корпуса реактора). В качестве такого элемента был выбран патрубок контрольно-измерительных приборов (КИП). Разрушение патрубка КИП приводит к течи из корпуса реактора условным диаметром 300 мм. Момент времени отказа патрубка КИП принят равным 9 100 с (момент начала резкого роста давления внутри реактора).

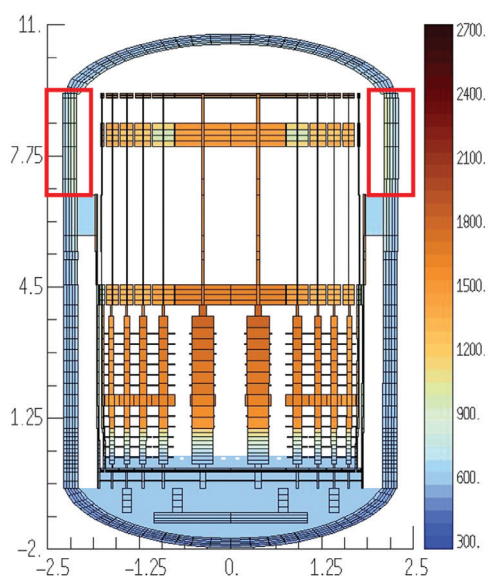


Рис. 5. Поле температур элементов реактора в момент времени 9 200 с и предполагаемое место разрушения корпуса

[Fig. 5. Reactor temperature field at the time of 9 200 sec and the expected place of a reactor vessel failure]

После разрушения патрубка КИП давление в первом контуре начинает снижаться вплоть до уставки срабатывания гидроемкостей (ГЕ САОЗ). Подача воды от ГЕ САОЗ приводит к заливу активной зоны и снижению температуры внутрикорпусных устройств (рис. 6).

Кроме того, в рамках данного исследования изучалось влияние места течи (горячая/холодная нитка ГЦТ) на выход радионуклидов в помещения ГО. Для этого был проведен расчет течи из горячей нитки ГЦТ диаметром 20 мм с наложением полного обесточивания энергоблока (рис. 7), а также альтернативный расчет аварии с течью из горячей нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 20 мм с наложением полного обесточивания энергоблока и отказом патрубка КИП в момент времени 10 600 с (рис. 7).

На рис. 8 представлены результаты расчета выхода ПД и образовавшегося водорода в помещения ГО для рассмотренных аварий с течами из холодной и горячей ниток ГЦТ.

Основными отличиями аварий с течами из горячей нитки от аварий с течами из холодной нитки является различие в количестве вытекшего теплоносителя на начальном этапе, а также отсутствие гидрозатвора на пути выхода активности: при течах из горячей нитки ПД из активной зоны через выходной патрубок попадают в горячую нитку ГЦТ и вместе с теплоносителем выходят в помещения ГО.

Представленные результаты позволяют утверждать об отличии в выходе радионуклидов при одинаковых течах из холодной и горячей ниток. На начальном этапе выход активности выше при аварии с течью из горячей нитки, а интегральный выход ПД выше в случае течи из холодной нитки. На интегральный выход водорода в помещения ГО место течи не оказывает значительного влияния.

Анализ аварийных режимов, связанных со средними течами из первого контура и наложением полного обесточивания энергоблока

При авариях со средними течами из первого контура (40–140 мм) давление в реакторной установке снижается плавно и поддерживается на уровне уставки срабатывания ГЕ САОЗ, что приводит к их более длительной работе. После опустошения ГЕ САОЗ начинается постепенный разогрев активной зоны, ее разрушение, перемещение расплава в напорную камеру реактора (НКР) с последующим разрушением корпуса реактора.

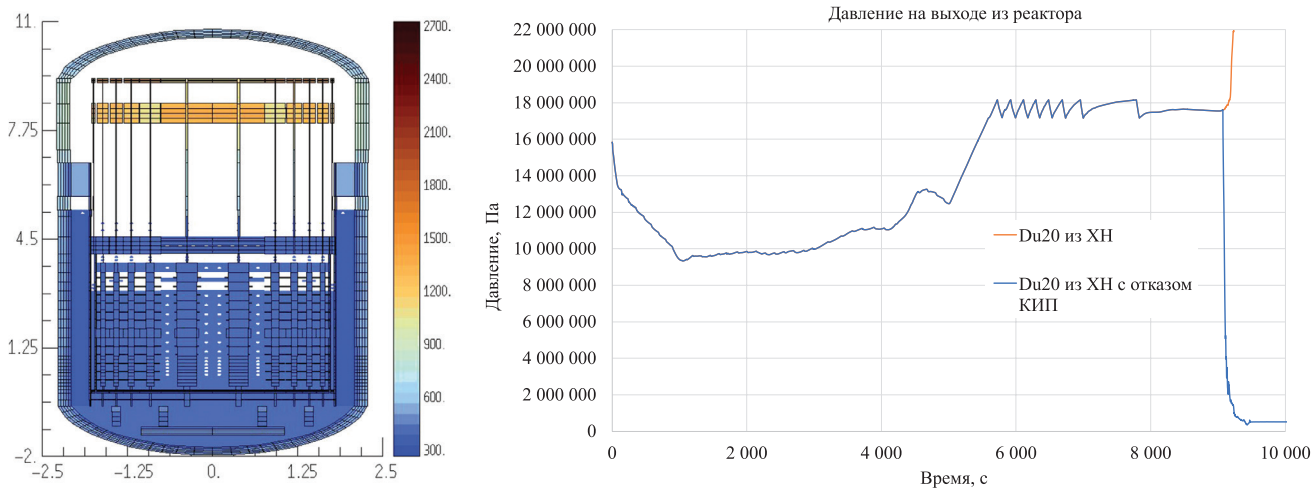


Рис. 6. Поле температур элементов реактора в момент времени 10 000 с и давление на выходе из реактора [Fig. 6. Reactor temperature field at the time of 10 000 sec and reactor outlet pressure]

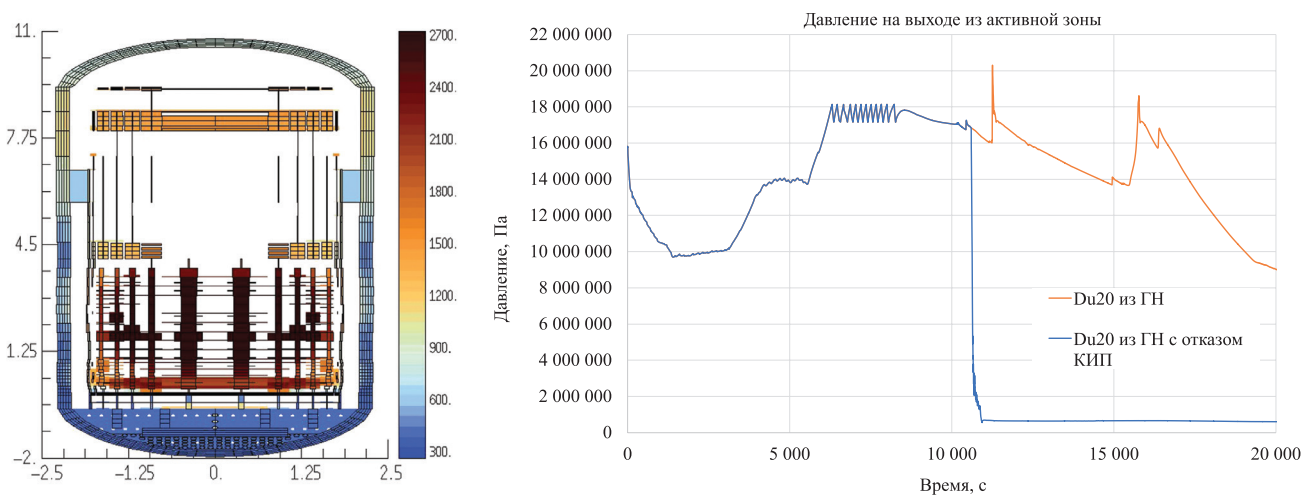


Рис. 7. Поле температур элементов реактора в момент времени 20 000 с и давление на выходе из реактора [Fig. 7. Reactor temperature field at the time of 20 000 sec and reactor outlet pressure]

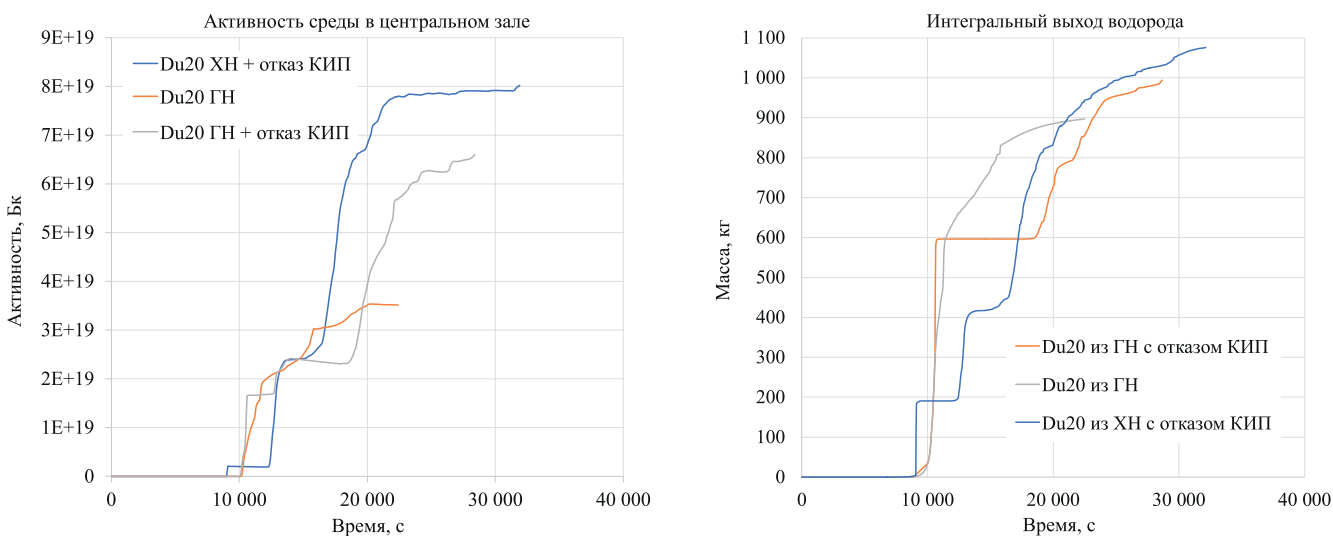


Рис. 8. Активность и масса водорода в помещениях герметичного ограждения [Fig. 8. Fission products total activity and mass of hydrogen in the central hall]

Для проведения расчетов были выбраны аварийные режимы с течью из первого контура диаметром 50 мм из холодной и горячей ниток ГЦТ с наложением режима полного обесточивания энергоблока. На рис. 9 представлен график изменения активности в первом контуре и в помещениях ГО, а также интегральный выход водорода для указанных аварийных режимов.

Полученные результаты позволяют сделать вывод о том, что при течи из горячей нитки ГЦТ выход радионуклидов начинается позже, однако отсутствие гидрозатвора на пути распространения радионуклидов позволяет им быстрее и в большем объеме поступать в ГО. При этом на интегральный выход водорода в помещения ГО место течи не оказывает значительного влияния.

Стоит отметить, что для аварий со средними течами из первого контура постепенная подача воды от ГЕ САОЗ приводит к тому, что вода в НКР недогрета до температуры насыщения, в результате чего возникают условия охлаждения расплава активной зоны, при которых есть вероятность байпасного (бокового) проплавления внутрикорпусной шахты реактора с последующим выходом расплава в НКР, заполненную водой. Опасность такого протекания аварии заключается в том, что удар расплава о наклонную поверхность эллиптического днища корпуса может привести к паровому взрыву [5].

В свою очередь, основными условиями, снижающими вероятность парового взрыва, являются [6]:

- снижение степени недогрева воды до температуры насыщения, то есть, чем выше температура воды, тем меньше вероятность парового взрыва при контакте с расплавом;
- давление ниже 3 МПа;
- предварительная фрагментация капель расплава и относительно небольшой его перегрев.

В рамках данной работы не изучалась возможность формирования условий возникновения паровых

взрывов. Однако полученные результаты позволяют говорить о возможности парового взрыва из-за взаимодействия расплава с водой в НКР при байпасном (боковом) проплавлении цилиндрической части внутрикорпусной шахты реактора. Таким образом, вопросы паровых взрывов должны быть рассмотрены более детально.

Заключение

В рамках данной работы были проведены расчеты тяжелых аварий с малыми и средними течами из ГЦТ (холодной и горячей ниток) с наложением режима полного обесточивания энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 (В-320). В ходе данной работы:

1. Показана возможность достижения условий разрушения корпуса реактора в области выходных патрубков вследствие нагрева и высокого давления в корпусе реактора. Отказ корпуса реактора в области выходных патрубков при авариях с малыми течами из ГЦТ значительно влияет не только на динамику выхода продуктов деления в помещения ГО, но и на характер протекания аварийного процесса. Этот факт должен быть учтен при проведении расчетного моделирования тяжелых аварий на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000;

2. Продемонстрировано влияние места течи (горячая/холодная нитка ГЦТ) на выход радионуклидов в помещения ГО. Данный факт является значительным при выборе аварийного режима для оценки радиационных последствий при обосновании безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000;

3. Продемонстрирована возможность формирования условий, при которых вероятен паровой взрыв в НКР в случае аварии со средними течами из первого контура и наложением режима обесточивания энергоблока. Возможность паровых взрывов при авариях с течами из ГЦТ требует более детального исследования.

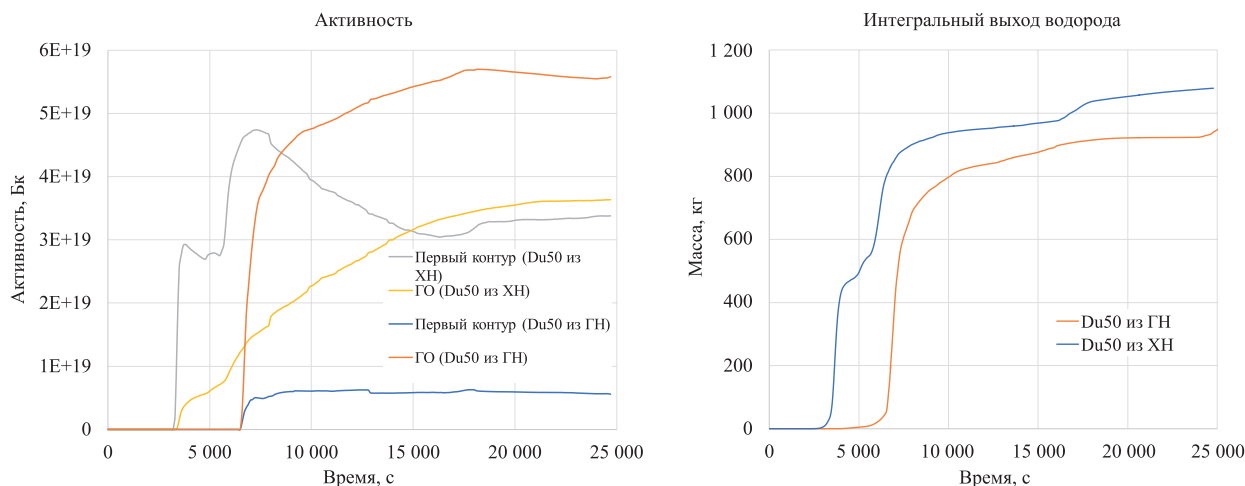


Рис. 9. Активность и интегральный выход водорода
 [Fig. 9. Fission products total activity and cumulated mass of hydrogen in containment]

Литература

1. Chatelard P., Reinke N. Overview of the integral code ASTEC V2.0, revision 0. IRSN, 2009.
2. Курбонмамадов А. Ш., Арбаев Г. Э. Экспресс-оценка распределения радионуклидов по помещениям АЭС с РУ ВВЭР-1000 в условиях тяжелых аварий для поддержки ИАЦ Ростехнадзора // IX научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «Молодежные решения для достижения лидерства атомной отрасли на мировом энергетическом рынке в эпоху трансформации экономики»: сб. тезисов. – Санкт-Петербург: СИНЭЛ, 2021. – С. 125–126.
3. Арбаев Г. Э., Курбонмамадов А. Ш., Кавун О. Ю., Хренников Н. Н. Использование ПС “ASTEC” для оценки последствий тяжелых аварий на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 // Конференция молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике»: сб. докладов. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2019. ISBN 978-5-98706-125-1.
4. Курбонмамадов А. Ш., Арбаев Г. Э., Кавун О. Ю., Хренников Н. Н. Комплекс программных средств для экспресс-оценки выхода продуктов деления при тяжелых авариях // Конференция молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике»: сб. докладов. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2019. ISBN 978-5-98706-125-1.
5. Вавилов С. Н., Васильев Н. В., Зейгарник Ю. А. Паровой взрыв: экспериментальные наблюдения // Теплоэнергетика. 2022. № 1. С. 78–84.
6. Долганов К. С., Семёнов В. Н., Киселёв А. Е., Томашик Д. Ю., Фокин А. Л., Астахов В. В. и др. Методика расчетной оценки нагружения корпуса реактора ВВЭР-1200 при внутрикорпусных паровых взрывах // Известия Российской академии наук. Энергетика-2018. Вып. 5. С. 42–58.

References

1. Chatelard P., Reinke N. Overview of the integral code ASTEC V2.0, revision 0. IRSN, 2009.
2. Kurbonmamadov A., Arbaev G. (2021). Ehkspress-otsenka raspredeleniya radionuklidov po pomeshcheniyam AEHS s RU VVEHR-1000 v usloviyakh tyazhelykh avarii dlya podderzhki IATS Rostekhnadzora [Express assessment of the distribution of radionuclides in the premises of the NPP with VVER-1000 in case of severe accidents for the purpose of support the Informational-analytical centre of Rostekhnadzor]. Proceedings: IX nauchno-prakticheskaya konferentsiya molodykh uchenykh i spetsialistov atomnoi otrasli “Molodezhnye resheniya dlya dostizheniya liderstva atomnoi otrasli na mirovom ehnergeticheskom rynke v ehpokhu transformatsii ehkonomiki” – IX scientific and practical conference of young scientists and specialists of the nuclear industry “Youth solutions to achieve leadership of the nuclear industry in the global energy market in the era of economic transformation”. (pp. 125–126). St. Petersburg: SYNEL. [in Russian].
3. Arbaev G., Kurbonmamadov A., Kavun O., Khrennikov N. (2019). Ispol'zovanie PS “ASTEC” dlya otsenki posledstviy tyazhelykh avarii na ehnergoblokakh AEHS s VVEHR-1000 [The use of ASTEC code to assess the consequences of severe accidents at NPP power units with VVER 1000]. Proceedings: Konferentsiya molodykh spetsialistov “Innovatsii v atomnoi ehnergetike” – Conference of young specialists “Innovations in nuclear energy”. Moscow: Publishing House of JSC “NIKIET”. [in Russian]. ISBN 978-5-98706-125-1.
4. Kurbonmamadov A., Arbaev G., Kavun O., Khrennikov N. (2019). Kompleks programmnykh sredstv dlya ehkspress-otsenki vykhoda produktov deleniya pri tyazhelykh avariyyakh [A set of software tools for rapid assessment of fission products release during severe accidents]. Proceedings: Konferentsiya molodykh spetsialistov “Innovatsii v atomnoi ehnergetike” – Conference of young specialists “Innovations in nuclear energy”. Moscow: Publishing house of JSC “NIKIET”. [in Russian]. ISBN 978-5-98706-125-1.
5. Vavilov S. N., Vasiliev N. V., Zeigarnik Yu. A. (2022). Parovoi vzryv: ehksperimental'nye nablyudeniya [Steam explosion: experimental observations]. Teploehnergetika – Thermal power engineering, No. 1, pp. 78–84. [in Russian].
6. Dolganov K. S., Semenov V. N., Kiselev A. E., Tomashchik D. Yu., Fokin A. L., Astakhov V. V. et al. (2018). Metodika raschetnoi otsenki nagruzeniya korpusa reaktora VVEHR-1200 pri vnutrikorpusnykh parovykh vzryvakh [Methods of computational evaluation of the loading of the VVER-1200 reactor vessel during intracorporate steam explosions]. Izvestiya Rossiiskoi akademii nauk. Ehnergetika-2018 – Proceedings of the Russian Academy of Sciences. Power Engineering-2018. Issue 5, pp. 42–58. [in Russian].

Сведения об авторах

Курбонмаматов Алишер Шакармаматович, научный сотрудник лаборатории отдела безопасности атомных станций и инновационных ядерных установок, отделение ядерной и радиационной безопасности, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Арбаев Геннадий Эдуардович, научный сотрудник отдела аварийной готовности и радиационной защиты, отделение ядерной и радиационной безопасности, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Authors credentials

Kurbonmamadov Alisher Shakarmamadovich, Research Officer of Laboratory of Nuclear Power Plants and Innovative Nuclear Installations Safety Division, Nuclear and Radiation Safety Department, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, bld. 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: kurbonmamadov@secnrs.ru.

Arbaev Gennady Eduardovich, Research Officer of Emergency Preparedness and Radiation Protection Division, Nuclear and Radiation Safety Department, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, bld. 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: arbaev@secnrs.ru.

Для цитирования

Курбонмаматов А. Ш., Арбаев Г. Э. Исследование особенностей протекания тяжелых аварий на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 с точки зрения выхода радионуклидов // Ядерная и радиационная безопасность. 2023. № 1 (107). С. 51–60. DOI: 10.26277/SECNRS.2023.107.1.005.

For citation

Kurbonmamadov A. Sh., Arbaev G. E. Analysis of severe accidents progression specifics at NPP power units with VVER-1000 from a perspective of fission products release. Nuclear and Radiation Safety Journal, 2023, No. 1 (107), pp. 51–60. [in Russian]. DOI: 10.26277/SECNRS.2023.107.1.005.

