

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОДКРИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ С ЧАСТИЦАМИ КОРИУМА И ВОДОЙ ИЗ МЕЖДУНАРОДНОГО БЕНЧМАРКА

А.Д. Смирнов*, Е.В. Богданова*, П.А. Пугачев*, И.С. Сальдииков*,
М.Ю. Терновых*, Г.В. Тихомиров*, Х. Такезава**, Т. Мурамото***,
Дж. Нишияма***, Т. Обара***

* *Институт ядерной физики и технологий, НИЯУ «МИФИ»
115409, г. Москва, Каширское ш., 31*

** *Департамент ядерной безопасности, Научно-технический факультет,
Токийский городской университет*

158-8557, Япония, Токио, Сэтагая, Тамадзуцуми, 1-28-1

*** *Лаборатория перспективной ядерной энергии, Институт инновационных
исследований, Токийский технологический институт
152-8550, Япония, Токио, Мэгуро, Окаяма, 2-12-1-N1-19*



После аварии на АЭС Фукусима-1 внимание научного сообщества приковано к тому, как проходит ликвидация последствий. Извлечение кориума – сплава ядерного топлива с другими элементами конструкции реактора – остается самой сложной задачей, решение которой может занять несколько десятилетий. Важно исключить протекание любых аварийных процессов при извлечении кориума. Целью работы являлось решение согласованной гидродинамической и нейтронно-физической задачи, характеризующейся большим числом произвольно ориентированных и нерегулярно расположенных частиц кориума в воде в рамках разработки бенчмарка для такого класса задач. С помощью прецизионных кодов на основе метода Монте-Карло был проведен нейтронно-физический анализ. Положения частиц с кориумом были получены из результатов численного моделирования. Полученные по задействованным кодам результаты анализа показали хорошую согласованность для всех рассмотренных состояний. Было показано, что современные нейтронно-физические коды на основе метода Монте-Карло успешно справляются с задачей геометрического формирования и решением задачи с нетривиальным распределением частиц кориума в воде. Результаты исследования могут быть использованы при обосновании безопасности процедур обращения с кориумом, включая его извлечение из поврежденного энергоблока.

Ключевые слова: ядерная безопасность, запроектная авария, извлечение ядерного топлива, MCU, MVP, SERPENT.

© *А.Д. Смирнов, Е.В. Богданова, П.А. Пугачев, И.С. Сальдииков, М.Ю. Терновых,
Г.В. Тихомиров, Х. Такезава, Т. Мурамото, Дж. Нишияма, Т. Обара, 2020*

ВВЕДЕНИЕ

Происшедшей в 2011 г. аварии на АЭС Фукусима-1 в Японии был присвоен максимальный уровень опасности по Международной шкале ядерных событий. В результате аварии произошло расплавление активной зоны и образование кориума. Кориум – лавообразный сплав содержимого ядерного реактора, состоящий из смеси ядерного топлива с бетоном, металлических элементов конструкций и прочего, который образуется в результате расплавления активной зоны и корпуса реактора. В целях обеспечения безопасности при работах по ликвидации последствий аварии на АЭС в Фукусиме важно предотвратить возможную аварийную ситуацию в процессе планируемого удаления затвердевшего кориума.

В 2018 г. Токийская энергетическая компания TEPCO опубликовала фотографии нижней части постаментов энергоблока №2 АЭС Фукусима-1, на которых присутствуют объекты, похожие на камни, которые могут быть осколками топлива [1]. Обнаруженные объекты имеют разные размеры и структуру. Согласно плану IRID (международного института, занимающегося выводом из эксплуатации поврежденных блоков в Фукусиме), перед извлечением крупные осколки кориума путем бурения будут разбиты на мелкие кусочки. Мелкие частицы кориума будут извлекаться из постаментов для дальнейшего хранения в контейнерах. В настоящее время ведется охлаждение кориума водой. При извлечении кориума соотношение затвердевшего ядерного топлива и воды может меняться. Если в процессе выполняемых работ в результате случайных событий затвердевший кориум попадет в воду, то может возникнуть повторная критичность. Целью работы являлось проведение высокоточной оценки критичности затвердевшего кориума в некоторых реально возможных состояниях для обоснования ядерной безопасности.

В работе представлены результаты первого этапа совместного российско-японского исследования по изучению нейтронно-физических свойств систем с частицами кориума в воде. На последующих этапах запланировано рассмотрение систем с внешним источником нейтронов и критических систем большого количества частиц кориума в воде.

Определение изотопного состава кориума

При разработке возможных сценариев возникновения критических состояний смеси воды и кориума приходится учитывать целый ряд неопределенностей. Для анализа критичности затвердевшего кориума требуются данные по истории работы реактора до аварии, изотопному составу топлива разных типов ТВС на момент аварии, особенностям конструкции реактора и ходу протекания аварии. При оценке состояния облученного топлива на момент аварии могут быть использованы подходы [2,3]. Все реакторы АЭС Фукусима-1 являются кипящими корпусными водоводяными реакторами BWR, по их распространению занимающие второе место в мире после реакторов типа PWR. Реактор является одноконтурным, в котором генерация пара происходит непосредственно в самой активной зоне. В качестве теплоносителя и замедлителя нейтронов используется деминерализованная вода, находящаяся в активной зоне реактора при давлении около 7,6 МПа. При данном давлении охлаждающая вода кипит в активной зоне при температуре 285°C. При моделировании состава топлива в кориуме приходится учитывать значительную неравномерность выгорания топлива по высоте ТВС, связанную с конструкцией реактора [4,5]. Наиболее детальное описание конструкции и изотопного состава топливных сборок АЭС Фукусима-1 представлено в бенчмарке OECD/NEA [6].

Стоит особо отметить, что на в настоящее время неизвестен не только состав расплава топлива и конструкционных материалов, но и его распределение по реакторно-

му помещению [7]. Поэтому разработка модели расплава сильно затруднена ее проверкой, т.е. верификацией на экспериментальных данных. Исследования, проведенные на энергоблоке № 1, показывают, что практически весь кориум находится в подреакторном помещении [8], и только небольшая часть кориума осталась внутри оболочки реактора и часть – внутри контейнента. Все конструкционные материалы активной зоны были расплавлены и являются составной частью кориума. Это облегчает моделирование кориума из-за отсутствия большой гетерогенности. Гомогенность состава кориума является приближением, однако позволяет провести анализ на основе консервативного подхода и оценить запас на консервативность.

Имеющиеся данные позволяют разделить модели кориума на кориум, находящийся внутри оболочки реактора, и кориум в подреакторном помещении. Выбранный для нейтронно-физического анализа сценарий возникновения аварийной ситуации опирается на результаты исследований аварийных энергоблоков. Внутри энергоблоков, на которых произошла авария, были спущены специальные аппараты для визуального анализа происходящего. Однако вследствие очень высокого уровня радиационной обстановки, ограниченности маневренности, труднодоступности пространства эти аппараты не могут получить полную картину исследуемого реакторного помещения. Из-за этого имеются лишь обрывистые данные о том, какова реальная ситуация внутри помещений с расплавленным топливом и конструкционными материалами [9]. Известно, что различные материалы, а главное – их комбинация, имеют разную температуру плавления. Стоит также обратить внимание на различные агрегатные состояния – расплав UO_2 на вершине, чуть ниже ZrO_2 . Однако при температуре $2600^\circ C$ образуется керамический расплав $U-Zr-O$. При $2400^\circ C$ в расплаве может быть альфа- $Zr(O)-UO_2$ и монотектики $U-UO_2$. Стержни выгорающего поглотителя из $Al_2O_3 + B_4C$ плавятся при одной температуре ($2050^\circ C$), а сам B_4C плавится при температуре $2350^\circ C$. Консервативной оценкой состояния кориума с точки зрения возникновения критичности можно считать смесь из 70 % свежего топлива и 30 % конструкционных материалов и бетона.

Подходы к нейтронно-физическому моделированию систем с кориумом

Повторная критичность кориума – главная опасность при обращении с остатками ядерного топлива в поврежденных блоках АЭС Фукусима-1. Ряд исследований посвящен этой проблеме, и множество подходов и программных средств было использовано в рамках данных работ.

Группа ученых из Варшавского технологического университета занималась изучением вероятности образования повторной критичности в результате затопления третьего блока АЭС Фукусима-1 [10]. Нейтронно-физическое моделирование было выполнено с помощью кода на основе метода Монте-Карло SERPENT. За основу была взята трехмерная модель из четырех топливных сборок. Компьютерный код MELCOR [11] использовался для симуляции развития аварии. Расчеты показали, что повторная критичность возможна даже при затоплении небольшой части активной зоны и при одновременном отказе систем впрыска борированной воды и отвода выделяемого тепла.

Научные сотрудники Штутгартского университета изучают влияние модели кориума, используемой при нейтронно-физическом анализе систем кориум-вода, на результаты расчетов [12,13]. В своих работах они сравнивают гомогенную, гетерогенную сетчатую и гетерогенную со случайным распределением частиц кориума модели с реферативной наиболее достоверной расчетной моделью. Ученые варьировали размеры частиц и долю пористости для определения лучшей модели с точки зрения точности, сложности построения и требовательности к вычислительной

мощности. В своих расчетах ученые использовали коды на основе метода Монте-Карло SERPENT и MCNP, а в качестве основного функционала для сравнения – бесконечный коэффициент размножения нейтронов.

Ученые из Токийского технологического института, авторы данной статьи, занимаются моделированием динамических переходных процессов в системах с кориумом и водой, включающих в себя попадание кориума в воду в процессе извлечения радиоактивных частиц. В своих расчетах ученые используют самостоятельно разработанный интегральный кинетический код MIK, точность решений которого была проверена и представлена в статье [14]. В 2020 г. сотрудники института опубликовали работу с оценкой доз облучения, вызванных аварийными процессами при обращении с кориумом [15].

Помимо вычислительных методов определения ядерных свойств кориума после аварии на АЭС Фукусима-1 выросло число экспериментальных установок, симулирующих кориум и его взаимодействие с другими объектами. К наиболее интересным и полным обзорам данного направления исследований кориума следует отнести недавние статьи японских [16] и французских [17] ученых. В своих исследовательских работах ученые с помощью веществ, заменяющих кориум, изучали характер взаимодействия частиц ядерного топлива с водой и конструктивными материалами.

МЕТОДЫ И ИНСТРУМЕНТЫ

Система тестовых задач

Рассматриваются различные ситуации образования взвеси частиц кориума в воде. Возникновение таких ситуаций возможно, во-первых, при крошении части кориума внутри оболочки реактора в результате его растрескивания и попадания в воду в подреакторном помещении, используемую в настоящее время для охлаждения кориума, и, во-вторых, при работах по извлечению кориума из подреакторного помещения после его дистанционного дробления в подходящую для извлечения форму. Описанные ситуации имеют целый ряд неопределенностей геометрии кориума в воде: по объему кориума, по размеру и геометрии частиц, по состоянию уран-водной смеси.

В данной работе представлена система тестовых задач, включающая в себя два сценария и несколько состояний внутри каждого из них. Сценарий №1 является интерпретацией процесса падения частиц кориума в воду, например, в результате аварийного инцидента при извлечении кориума из повреждённого блока. Согласно сценарию, 1000 кубических частиц кориума размером 1 см^3 падают в воду из состояния №1 в состояние №5 (рис. 1). Всего сценарий №1 включает в себя пять состояний, каждое из которых соответствует определенной временной точке в диапазоне от 0 до 0.8 с. Размер частиц и шаг их размещения в начальный момент времени соответствуют максимальному значению коэффициента размножения бесконечной решетки частиц кориума в воде.

Для определения положений частиц было проведено гидродинамическое численное моделирование в CFD-коде на основе полунявного метода движущихся частиц Particleworks [18]. В начальной точке расчета 1000 кубических частиц со стороной 10 мм каждая были сброшены в цилиндрический объем с водой высотой 150 мм. Далее положение каждого куба рассчитывалось и фиксировалось в выходном файле программы вплоть до момента опускания всех кубов на дно цилиндра с водой в момент времени 0.8 секунд. Для передачи на нейтронно-физический расчет были выбраны пять состояний, соответствующих временным точкам 0, 0.1, 0.2, 0.4 и 0.8 секунд (см. рис. 1). Подробнее об условиях гидродинамического моделирования можно прочитать в работе [19].

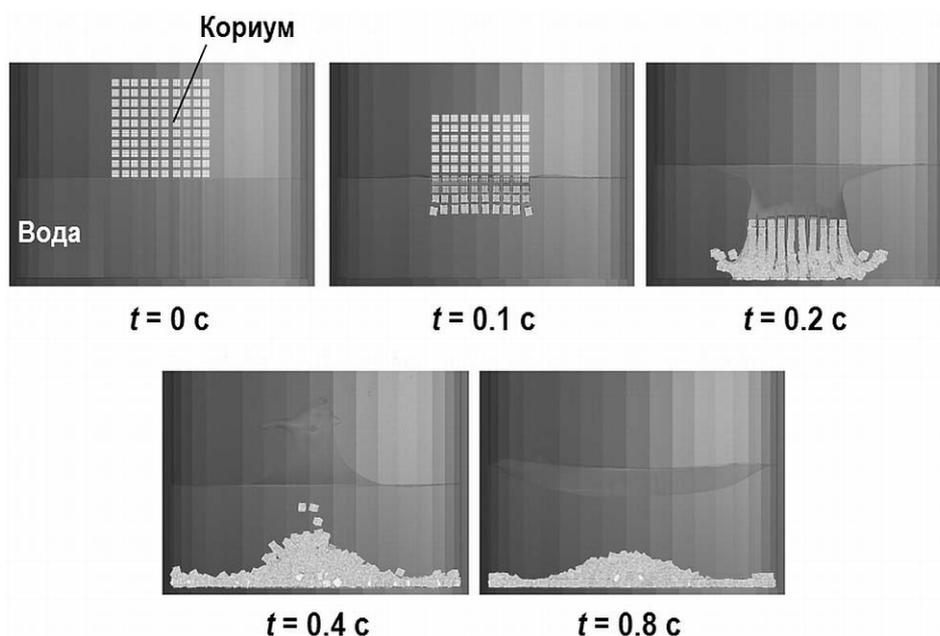


Рис. 1. Моделируемые состояния системы вода-кориум из сценария №1 системы тестовых задач

Следует отметить, что сценарий №1 является глубоко подкритической задачей, цель которого изучить методы геометрического формирования и решения подобной нетривиальной задачи кодами на основе метода Монте-Карло с учетом всех присущих подкритической задаче ограничений.

Сценарий №2 имеет от сценария №1 одно важное отличие – частицы кориума падают не на бетонное дно, а на пьедестал из кориума (рис. 2). Таким образом, система может проявлять неоднородность физических свойств и недоступность некоторых частей системы для нейтронов, рождённых в других частях системы. Это может потребовать нестандартных подходов при использовании метода Монте-Карло [20].

В работе представлены результаты расчета только сценария №1. Результаты моделирования сценария №2 будут представлены в последующих публикациях авторского коллектива. Система тестовых задач является основой международного бенчмарка, публикация которого запланирована на заключительную часть совместных работ.

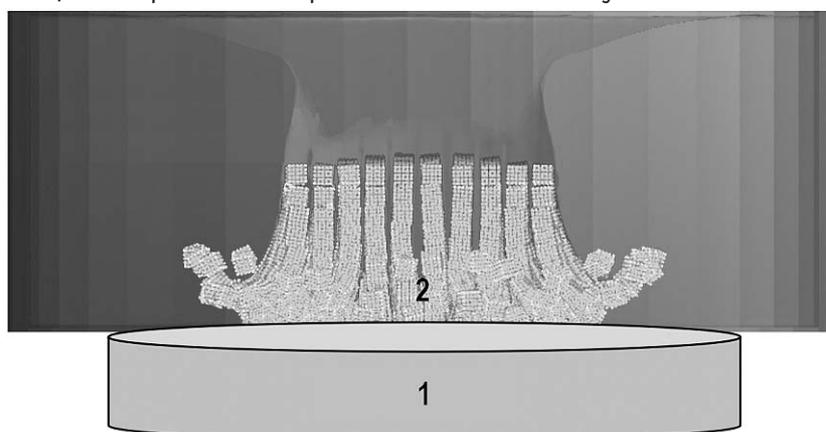


Рис. 2. Схематическое изображение состояния системы вода-кориум с пьедесталом из кориума из сценария №2 системы тестовых задач: 1 – кориум; 2 – частицы кориума

Нейтронно-физические коды

Нейтронно-физические расчеты проводились российско-японским коллективом с использованием российского кода MCU [21], программы SERPENT [22], разработанной в Центре технических исследований Финляндии, и японского кода MVP [23], разработанного в Японском исследовательском институте по атомной энергии (JAERI). Все коды основаны на методе Монте-Карло и моделируют перенос нейтронов.

Все расчеты были проведены с использованием библиотеки оцененных ядерных данных ENDF-B/7.0. Количество пакетов разыгрываемых частиц и количество частиц в пакете были выбраны таким образом, чтобы точность расчетов соответствовала значению стандартного отклонения для $K_{эфф} < 0.02 \%$.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Проведенными расчетными исследованиями показано хорошее согласие в расчете коэффициента размножения между кодами SERPENT и MVP. Максимальное значение отклонения между SERPENT и MVP в 0.18 % соответствует состоянию с наименьшим значением коэффициента размножения во временной точке 0.0 с. Отклонения между MCU и остальными кодами могут быть связаны с разными подходами при учете процесса термализации нейтронов.

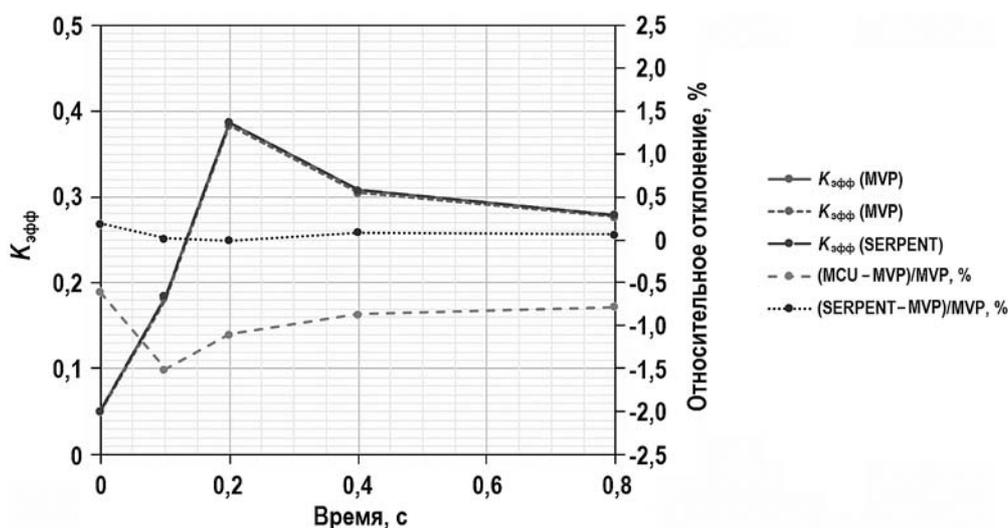


Рис. 3. Результаты расчета коэффициента размножения нейтронов

На данном этапе проведены отработка технологии формирования геометрии и кросс-верификация кодов и их константного обеспечения на согласованной гидродинамической и нейтронно-физической задаче, характеризующейся большим числом произвольно ориентированных и нерегулярно расположенных частиц кориума. Для формулировки итоговой версии бенчмарка предполагается рассмотреть два направления модернизации – расчеты источников излучений в задаче с внешним источником и подбор геометрии моделей с разумным для расчетов числом частиц кориума и коэффициентом размножения больше 0,95. Такие задачи являются актуальными для оценки критичности при извлечении и транспортировке кориума и анализа радиационной обстановки при работе с кориумом.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обоснование ядерной безопасности при обращении с кориумом – важная и нетривиальная задача. По своей природе подобные системы подвержены значительной неопределенности. Из-за высокого уровня радиационной обстановки в насто-

ящее время имеются лишь обрывистые данные о реальной ситуации внутри помещений с расплавленным топливом и конструкционными материалами. Таким образом, важно правильно выбрать расчетную модель кориума для проведения нейтронно-физического анализа системы.

В работе рассматривались ситуации размещения 1000 кубических частиц кориума в воде подреакторного помещения. Было проведено гидродинамическое численное моделирование положения кубов от падения в слой воды до их оседания на бетонное основание. Полученные данные были использованы при генерации входных файлов для кодов нейтронно-физического анализа. Показано хорошее согласие в результатах между кодами для всех рассмотренных состояний.

Реализованная методика решения согласованной гидродинамической и нейтронно-физической задачи может быть использована при обосновании безопасности процедур обращения с кориумом, включая его извлечение из поврежденного энергоблока. Разработанный в рамках данной работы бенчмарк может быть использован при разработке новых программных средств.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования России в рамках Соглашения о предоставлении субсидии №05.614.21.0003 (уникальный идентификатор соглашения RFMEFI61419X0003).

Литература

1. Robot squeezes suspected nuclear fuel debris in Fukushima reactor. – The Verge. – Электронный ресурс: <https://www.theverge.com/2019/2/15/18225233/robot-nuclear-fuel-debris-fukushima-reactor-japan> (дата доступа 03.05.2020).
2. *Baranov V.G. et al.* Simulation of nuclear-physical processes in the surface layer of a fuel kernel with a consumable absorber. // *At. Energy.* – 2008. – Vol. 105. – No. 6. – PP. 391-396.
3. *Крючков Э.Ф. и др.* Топливные циклы с глубоким выгоранием: анализ коэффициентов реактивности. // *Известия вузов. Ядерная энергетика.* – 2004. – № 3. – С. 73-78.
4. *Albrek M.M., Ternovykh M.Y., Shorov V.Y.* Influence of accounting the distribution parameters of the fuel assembly (FA) and dynamic operating characteristics on the fuel nuclide composition of a VVER-1000 spent fuel assembly (SFA). // *Journal of Physics: Conference Series.* – 2018. – Vol. 1133. – P. 012008.
5. *Hashlamoun T.M. et al.* Determination of 18-month fuel cycle parameters for the purpose of fuel costs minimization at the basis of use constructions of fuel assemblies in VVER-1200 reactors. // *Nucl. Energy Technol.* – 2019. – Vol. 5. – No 1. – PP. 9-15.
6. Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC – Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel. – OECD, 2012. – 184 p.
7. *Darnowski P. et al.* Development of One-way-coupling Methodology between Severe Accident Integral Code MELCOR and Monte Carlo Neutron Transport Code SERPENT. // *Procedia Eng.* – 2016. – Vol. 157. – PP. 207-213.
8. List of Documents concerning the Response Status at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station and Fukushima Daini Nuclear Power Station. – TEPCO, 2012. – 186 p.
9. Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-c, Tech. Rep. OECD, 2015. – 255 p.
10. *Darnowski P., Potapczyk K., Swirski K.* Investigation of the recriticality potential during reflooding phase of Fukushima Daiichi Unit-3 accident. // *Ann. Nucl. Energy.* – 2017. – Vol. 99. – PP. 495-509.
11. *Fernandez-Moguel L., Birchley J.* Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 3 with MELCOR_2.1. // *Ann. Nucl. Energy.* – 2015. – Vol. 83. – PP. 193-215.
12. *Freiria Lopez M., Buck M., Starflinger J.* A Criticality Evaluation of Fukushima Daiichi Unit 1 Fuel Debris. // *Volume 9: Student Paper Competition. American Society of Mechanical Engineers.* – 2018.
13. *Freiria Lopez M., Buck M., Starflinger J.* Neutronic modeling of debris beds for a criticality

- evaluation. // Ann. Nucl. Energy. – 2019. – Vol. 130. – PP. 164-172.
14. *Tuya D., Obara T.* Supercritical transient analysis in hypothetical fuel-debris systems by multi-region approach based on integral kinetic model. // Ann. Nucl. Energy. – 2018. – Vol. 120. – PP. 169-177.
15. *Fukuda K. et al.* Radiation Dose Analysis in Criticality Accident of Fuel Debris in Water. // Nucl. Sci. Eng. – 2020. – Vol. 194. – No 3. – PP. 181-189.
16. *Gunji S. et al.* Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris. // Prog. Nucl. Energy. – 2017. – Vol. 101. – PP. 321-328.
17. *Chikhi N., Fichot F., Swaidan A.* Effect of water entrainment on the coolability of a debris bed surrounded by a by-pass: Integral reflood experiments and modelling. // Ann. Nucl. Energy. – 2017. – Vol. 110. – PP. 418-437.
18. Particleworks Europe. – Электронный ресурс: <http://www.particleworks-europe.com/> (дата доступа 03.05.2020).
19. *Muramoto T., Nishiyama J., Obara T.* Numerical analysis of criticality of fuel debris falling in water. // Ann. Nucl. Energy. – 2019. – Vol. 131. – PP. 112-122.
20. *Kalugin A.V., Tebin V.V.* Criticality Calculations of Non-Ordinary Systems. // VANT. Ser. Fizika Yadernykh Reaktorov. – 2015. – Vol. 5. – PP. 4-17 (in Russian).
21. *Oleynik D.S.* The Monte Carlo estimation of an effect of uncertainties in initial data on solving the transport equation by means of the MCU code. // Phys. At. Nucl. – 2015. – Vol. 78. – No. 11. – PP. 1194-1199.
22. *Leppaanen J. et al.* The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. // Ann. Nucl. Energy. – 2015. – Vol. 82. – PP. 142-150.
23. MVP/GMVP version 3: General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods. – JAEA, 2017. – 446 p.

Поступила в редакцию 06.05.2020 г.

Авторы

Смирнов Антон Дмитриевич, инженер, аспирант

E-mail: ADSmirnov@mephi.ru

Богданова Екатерина Владимировна, инженер, аспирант

E-mail: EVBogdanova@mephi.ru

Пугачев Павел Александрович, инженер, аспирант

E-mail: PAPugachev@mephi.ru

Сальдилов Иван Сергеевич, ассистент

E-mail: ISSaldikov@mephi.ru

Терновых Михаил Юрьевич, старший преподаватель

E-mail: MYTernovykh@mephi.ru

Тихомиров Георгий Валентинович, зам. директора, профессор, д.ф.-м.н.

E-mail: GVTikhomirov@mephi.ru

Такезава Хироки, преподаватель, Doctor of Engineering

E-mail: takezawa@tcu.ac.jp

Мурамото Такеши, аспирант

E-mail: muramoto.t.ab@m.titech.ac.jp

Нишияма Джун, доцент, Doctor of Engineering

E-mail: jun-nishiyama@lane.iir.titech.ac.jp

Обара Тору, профессор, Doctor of Engineering

E-mail: tobara@lane.iir.titech.ac.jp

UDC 621.039.58

NEUTRONIC MODELING OF A SUBCRITICAL SYSTEM WITH CORIUM PARTICLES AND WATER FROM INTERNATIONAL BENCHMARK

Smirnov A.D.*, Bogdanova E.V.*, Pugachev P.A.*, Saldikov I.S.*,
Ternovykh M.Y.*, Tikhomirov G.V.*, Takezawa H.**, Muramoto T.***,
Nishiyama J.***, Obara T.***

* Institute of Nuclear Physics and Engineering, National Research Nuclear University MEPhI

31 Kashirskoe sh., Moscow, 115409 Russia

** Department of Nuclear Safety Engineering, Faculty of Science and Engineering, Tokyo City University

1 -28-1 Tamazutsumi, Setagaya-ku, Tokyo, 158-8557 Japan

*** Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

2-12-1-N1-19 Ookayama, Meguro-ku, Tokyo, 152-8550 Japan

ABSTRACT

After the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station, the attention of the scientific community is riveted on how the consequences are being eliminated. Removing corium – a resolidified mixture of nuclear fuel with other structural elements of the reactor – remains the most difficult task, the solution of which can take several decades. It is extremely important to exclude the occurrence of any emergency processes during the removal of corium. The purpose of this work was to solve a coordinated hydrodynamic and neutron-physical problem characterized by a large number of randomly oriented and irregularly located corium particles in water as part of the development of a benchmark for this class of problems. Monte Carlo-based precision codes were used to perform a neutronic analysis. The positions of particles with corium were obtained from the results of numerical simulation. The analysis results obtained using the codes involved showed good consistency for all the states considered. It was shown that modern neutronic codes based on the Monte Carlo method successfully cope with the geometric formation and solution of the problem with a nontrivial distribution of corium particles in water. The results of the study can be used to justify the safety of corium handling procedures, including its extraction from a damaged power unit.

Key words: nuclear safety, beyond-design-basis accident, nuclear fuel extraction, MCU, MVP, SERPENT.

REFERENCES

1. Robot squeezes suspected nuclear fuel debris in Fukushima reactor. The Verge. Available at: <https://www.theverge.com/2019/2/15/18225233/robot-nuclear-fuel-debris-fukushima-reactor-japan> (accessed 03.05.2020).
2. Baranov V.G., Ternovykh M.Y., Tikhomirov G.V., Khlunov A.V. Simulation of nuclear-physical processes in the surface layer of a fuel kernel with a consumable absorber. *At. Energy*, 2008, 105 (6), pp. 391-396.
3. Kryuchkov E.F., Ternovykh M.Y., Tikhomirov G.V., Li C., Shmelev A.N., Saito M. Deep Burnup High burnup fuel cycles: reactivity coefficients analysis. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*, 2004, no. 3, pp. 73-78 (in Russian).
4. Albrek M.M., Ternovykh M.Y., Shorov V.Y. Influence of accounting the distribution

parameters of the fuel assembly (FA) and dynamic operating characteristics on the fuel nuclide composition of a VVER-1000 spent fuel assembly (SFA). *Journal of Physics: Conference Series*, 2018, v. 1133, p. 012008.

5. Hashlamoun T.M., Vygovsky S.B., Leskin S.T., Duman A.S. Determination of 18-month fuel cycle parameters for the purpose of fuel costs minimization at the basis of use constructions of fuel assemblies in VVER-1200 reactors. *Nucl. Energy Technol.*, 2019, v. 5 (1), pp. 9-15.

6. Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC – Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel. OECD, 2012, 184 p.

7. Darnowski P., Potapczyk K., Gatkowski M., Niewinski G. Development of One-way-coupling Methodology between Severe Accident Integral Code MELCOR and Monte Carlo Neutron Transport Code SERPENT. *Procedia Eng.*, 2016, 157, pp. 207-213.

8. List of Documents concerning the Response Status at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station and Fukushima Daini Nuclear Power Station. TEPCO, 2012, 186 p.

9. Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-c, Tech. Rep. OECD, 2015, 255 p.

10. Darnowski P., Potapczyk K., Swirski K. Investigation of the recriticality potential during reflooding phase of Fukushima Daiichi Unit-3 accident. *Ann. Nucl. Energy*, 2017, 99, pp. 495-509.

11. Fernandez-Moguel L., Birchley J. Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 3 with MELCOR_2.1. *Ann. Nucl. Energy*, 2015, 83, pp. 193-215.

12. Freiria Lopez M., Buck M., Starflinger J. A Criticality Evaluation of Fukushima Daiichi Unit 1 Fuel Debris. *Volume 9: Student Paper Competition. American Society of Mechanical Engineers*, 2018.

13. Freiria Lopez M., Buck M., Starflinger J. Neutronic modeling of debris beds for a criticality evaluation. *Ann. Nucl. Energy*, 2019, v. 130, pp. 164-172.

14. Tuya D., Obara T. Supercritical transient analysis in hypothetical fuel-debris systems by multi-region approach based on integral kinetic model. *Ann. Nucl. Energy*, 2018, 120, pp. 169-177.

15. Fukuda K., Tuya D., Nishiyama J., Obara T. Radiation Dose Analysis in Criticality Accident of Fuel Debris in Water. *Nucl. Sci. Eng.*, 2020, v. 194 (3), pp. 181-189.

16. Gunji S., Tonoike K., Izawa K., Sono H. Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris. *Prog. Nucl. Energy*, 2017, v. 101, pp. 321-328.

17. Chikhi N., Fichot F., Swaidan A. Effect of water entrainment on the coolability of a debris bed surrounded by a by-pass: Integral reflood experiments and modelling. *Ann. Nucl. Energy*, 2017, v. 110, pp. 418-437.

18. Particleworks Europe. Available at: <http://www.particleworks-europe.com/> (accessed 03.05.2020).

19. Muramoto T., Nishiyama J., Obara T. Numerical analysis of criticality of fuel debris falling in water. *Ann. Nucl. Energy*, 2019, 131, pp. 112-122.

20. Kalugin A.V., Tebin V.V. Criticality Calculations of Non-Ordinary Systems. *VANT. Ser. Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2015, v. 5, pp. 4-17 (in Russian).

21. Oleynik D.S. The Monte Carlo estimation of an effect of uncertainties in initial data on solving the transport equation by means of the MCU code. *Phys. At. Nucl. Maik Nauka-Interperiodica Publishing*. 2015, v. 78 (11), pp. 1194-1199.

22. Leppaanen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Ann. Nucl. Energy*, 2015, v. 82, pp. 142-150.

23. MVP/GMVP version 3: *General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods*. JAEA, 2017, 446 p.

Authors

Smirnov Anton Dmitrievich, Engineer, Engineer, PhD Student

E-mail: ADSmirnov@mephi.ru

Bogdanova Ekaterina Vladimirovna, Engineer, PhD Student

E-mail: EVBogdanova@mephi.ru

Pugachev Pavel Aleksandrovich, Engineer, PhD Student

E-mail: PAPugachev@mephi.ru

Saldikov Ivan, Assistant

E-mail: ISSaldikov@mephi.ru

Ternovykh Mikhail, Senior Lecturer

E-mail: MYTernovykh@mephi.ru

Tikhomirov Georgy, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: GVTikhomirov@mephi.ru

Takezawa Hiroki, Lecturer, Doctor of Engineering

E-mail: takezawa@tcu.ac.jp

Muramoto Takeshi, PhD Student

E-mail: muramoto.t.ab@m.titech.ac.jp

Nishiyama Jun, Assistant Professor, Doctor of Engineering

E-mail: jun-nishiyama@lane.iir.titech.ac.jp

Obara Toru, Professor, Doctor of Engineering

E-mail: tobara@lane.iir.titech.ac.jp