

**ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ВВОД
В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ОБОРУДОВАНИЯ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**
DESIGN, MANUFACTURE AND COMMISSIONING
COMMISSIONING OF EQUIPMENT
NUCLEAR INDUSTRY FACILITIES

УДК 621.039.586 : 621.039.517
DOI 10.26583/gns-2023-01-03
EDN KVNDOP

**ПРОБЛЕМА МОДЕЛИРОВАНИЯ ГЕОМЕТРИИ
КРЕСТООБРАЗНЫХ ВИТЫХ ТВЭЛОВ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ
ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ**

© 2023 Андрей Михайлович Киркин¹, Антон Владимирович Курындин²,
Сергей Владимирович Синегрибов³, Арсений Олегович Смирнов⁴,
Валерий Михайлович Хлобыстов⁵

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

¹kirkin@secnrs.ru

²kuryndin@secnrs.ru

³sinegribov@secnrs.ru

⁴asmirnov@secnrs.ru, <https://orcid.org/0000-0003-2877-051X>

⁵hlobystov@secnrs.ru, <https://orcid.org/0000-0001-5491-2126>

Аннотация. При построении расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии, в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, должны быть обоснованы выбранные методы моделирования, а также принятые приближения и допущения. В работе рассмотрены вопросы учета особенностей моделирования геометрии крестообразных витых твэлов с использованием нодализационных программ для ЭВМ, а также возможные подходы к описанию геометрии таких твэлов при проведении теплогидравлических расчетов. В работе определен приоритетный метод задания геометрии, который позволяет корректно учесть максимальное значение теплового потока с поверхности оболочки крестообразного твэла при расчете температур в активной зоне и возможность наступления кризиса теплообмена на поверхности таких твэлов при нарушениях нормальной эксплуатации.

Ключевые слова: безопасность реакторных установок, приближения и допущения, теплогидравлический расчет, витой крестообразный твэл, важные для безопасности процессы, нодальное построение расчетной области.

Для цитирования: Киркин А.М., Курындин А.В., Синегрибов С.В., Смирнов А.О., Хлобыстов В.М. Проблема моделирования геометрии крестообразных витых твэлов при проведении теплогидравлических расчетов // Глобальная ядерная безопасность. – 2023. – № 1(46). – С. 23-35 <http://dx.doi.org/10.26583/gns-2023-01-03>.

Поступила в редакцию 08.12.2022

После доработки 09.02.2023

Принята к печати 21.02.2023

Введение

Развитие технологий в области использования атомной энергии привело к появлению технически и геометрически сложных уникальных систем, обоснование безопасности которых невозможно проводить аналитическими методами. При этом инструментарий программ для электронных вычислительных машин (далее – ЭВМ) не всегда в достаточной мере способен удовлетворить потребности, возникающие при построении расчетных моделей. Невозможность точно задать геометрию системы при построении расчетной модели приводит к использованию допущений и приближений. В результате возникает дополнительная составляющая погрешности расчета по программам для ЭВМ, обусловленная неопределенностями, вносимыми принятыми допущениями и приближениями, в том числе связанными с упрощенным представлением расчетной области исследуемой реальной системы.

Требования о необходимости учета таких составляющих погрешности расчета отражены в действующих нормативных правовых документах Российской Федерации в области использования атомной энергии. Например, требованиями п. 1.2.9 НП-001-15 [1] установлена необходимость проведения оценок погрешностей и неопределенностей результатов расчетов при выполнении анализа безопасности атомных станций. Кроме того, при построении расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность объекта использования атомной энергии, в соответствии со статьей 26 Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» [2] должны использоваться программы для ЭВМ, прошедшие экспертизу в установленном порядке [3]. При этом, согласно [3], должна быть обоснована применимость методов математического моделирования, заложенных в программу для ЭВМ. Также в [3] установлено требование о необходимости обоснования методики оценки погрешностей и неопределенностей результатов расчетов.

В соответствии с требованиями п. 1.2.4 НП-001-15 [1], наступление пороговых эффектов должно исключаться всеми доступными мерами в связи с возможностью скачкообразного ухудшения безопасности реакторной установки при небольшом изменении рабочих параметров [1]. Наступление кризиса теплообмена является одним из наиболее значимых пороговых эффектов, который может привести к быстрому и значительному повреждению твэлов сверх проектных пределов. Таким образом, при проектировании и обосновании безопасности ядерного реактора требуется проведение анализа возможности наступления пороговых эффектов при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, с целью разработки технических и организационных мер, направленных на исключение повреждений ядерного топлива.

В данной статье рассмотрено влияние использования различных приближений при создании геометрической модели витого крестообразного твэла на расчетную реализацию пороговых процессов при моделировании различных режимов работы ядерного реактора.

Постановка задачи исследования

Выбор для анализа пучка крестообразных твэлов обусловлен высокой энергонапряженностью объемов активных зон реакторов с крестообразными твэлами и гипотетической возможностью наступления исходных событий, приводящих к скачкообразному ухудшению теплоотвода и наступлению кризиса теплообмена. При этом функционал широко используемых для моделирования теплогидравлических процессов нодализационных программ для ЭВМ зачастую не позволяет точно учитывать геометрию твэлов с крестообразным поперечным сечением. Поэтому при разработке расчетной модели крестообразных твэлов с использованием таких программ

вводятся дополнительные допущения и приближения, по возможности, наиболее точно отражающие свойства реальной геометрии исследуемого объекта в заданных режимах работы.

В существующих реакторных установках, активные зоны которых выполнены с использованием крестообразных ТВЭлов, достигаются высокие тепловые потоки с поверхностей оболочек ТВЭлов. В частности, ТВЭлы такой геометрии используются в активных зонах исследовательских реакторов РБТ-6, РБТ-10/2, СМ-3 и ПИК. Среднее объемное энерговыделение в активной зоне таких ядерных реакторов может достигать 2 МВт/л, при этом неравномерность распределения по объему активной зоны составляет 5,6, в результате чего максимальный тепловой поток (средний по периметру) с поверхности крестообразного ТВЭла достигает 15 МВт/м² [4]. Следует отметить, что достижение кризиса теплообмена на поверхности крестообразных ТВЭлов оказывает разрушающий эффект и может приводить к плавлению ТВЭлов и, как следствие, выходу радиоактивных веществ. В связи с этим в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии, в том числе в п. 2.3.3.19 НП-082-07 [5], п. 1.2 Приложения № 3 к НП-049-17 [6] и п. 7.2.4.2 НП-006-16 [7], предусмотрены требования о необходимости включения в проект реакторной установки средств оперативного расчета запаса до кризиса теплообмена и необходимости указания в отчетах по обоснованию безопасности сведений о минимальном коэффициенте запаса до кризиса теплообмена при нормальной эксплуатации реакторной установки.

В настоящей работе исследовано влияние выбора допущений и приближений при моделировании пучка витых крестообразных ТВЭлов в рамках проведения вариантных теплогидравлических расчетов с использованием нодализационной программы для ЭВМ APROS 6 [8, 9] и ее возможностей. Результаты работы в дальнейшем могут быть использованы при проведении численных расчетов аварийных режимов, в том числе режимов, связанных с вводом избыточной реактивности и течью теплоносителя первого контура, эксплуатируемых и перспективных реакторов, в том числе для атомных станций малой мощности.

Общее описание программы для ЭВМ APROS

Как отмечено выше, в качестве расчетного инструментария выбрана нодализационная программа для ЭВМ Advanced Process Simulation (APROS), которая получила широкое применение, как в области использования атомной энергии, так и в теплоэнергетике в целом. Программа APROS разработана Техническим исследовательским центром Финляндии VTT [10] и Финской государственной компанией Fortum [11]. APROS применяется, в том числе для автоматизации проектирования атомных станций и других объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ), создания тренажеров различных ОИАЭ, а также позволяет моделировать переходные и аварийные процессы реакторных установок.

Процесс моделирования с помощью APROS отличается простотой задания исходных данных и граничных условий, а также удобным пользовательским интерфейсом с модулем визуализации, что позволяет быстро создавать оптимальные расчетные модели.

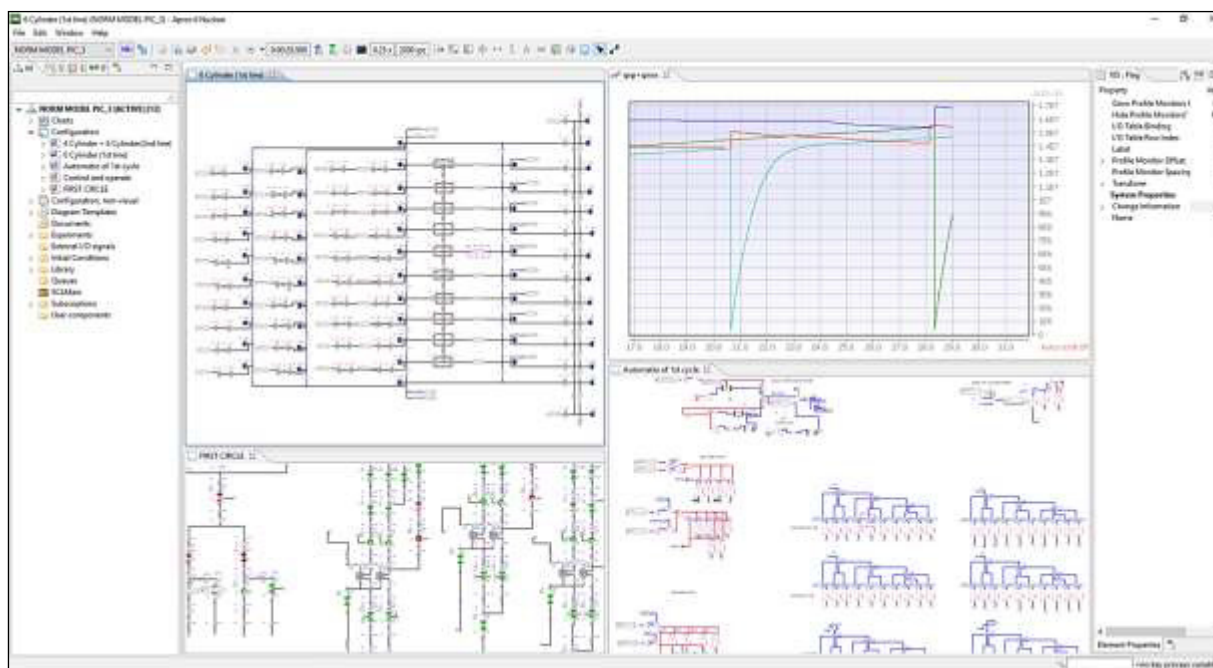


Рисунок 1 – Интерфейс программы для ЭВМ APROS [Interface of the APROS]

Применяемое в программе для ЭВМ APROS нодальное задание геометрии способствует достижению оптимального соотношения затрачиваемых вычислительных ресурсов и точности проведения расчетов. Кроме того, широкий набор готовых элементов библиотеки APROS позволяет существенно ускорить процесс построения расчетных моделей реакторных установок. При этом в APROS не ограничены возможности моделирования процессов на расчетном уровне, что позволяет разработчику модели определять собственные расчетные зависимости некоторых параметров, а также вносить корректировки в заложенные в APROS характеристики материалов и оборудования. Иерархический подход к комплексному моделированию позволяет организовать работу с программой оптимальным для разработчика образом.

Стоит отметить, что программа для ЭВМ APROS уже широко применяется при оценке безопасности ядерных установок. Так, например, в работе [12] показана возможность моделирования мокрого хранилища отработавшего ядерного топлива с использованием программы APROS, при этом сформулирован вывод о необходимости учета неопределенности в исходных данных при проведении таких расчетов.

Многолетний опыт использования APROS при проведении расчетов в области использования атомной энергии отражен в отчетах организаций-пользователей программы (например, в [13]), где приводятся результаты верификации и валидации программы в области проведения теплогидравлических расчетов процессов, влияющих на безопасность реакторных установок в различных режимах их эксплуатации.

Расчетная модель витого крестообразного твэла

Как и в большинстве аналогичных программ для ЭВМ, моделирование конструкционных элементов реакторных установок в программе APROS реализуется наборами объектов, ограниченных тремя типами поверхностей: параллелепипед, цилиндр и сфера. Инструментальные ограничения приводят к необходимости использования при расчетах допущений и приближений. В данной работе учтена специфика построения геометрической модели витого крестообразного твэла и проведен анализ влияния выбора модели твэла.

Для оценки неравномерности теплового потока с поверхности твэла проведен предварительный расчет с использованием программы для ЭВМ ANSYS [14]. В

предварительном расчете решалась задача сопряженного теплообмена в теплоносителе и теплопроводности в наиболее энергонапряженном твэле. Была разработана модель ячейки витого крестообразного твэла в форме шестиугольной призмы, включающая топливную композицию, оболочку витого крестообразного твэла и теплоноситель. Для модели заданы термодинамические свойства материалов топливной композиции и оболочки, удельное тепловыделение в топливной композиции в зависимости от высоты, расход теплоносителя через ячейку, температура теплоносителя и давление на входе в расчетную область. Расчет осуществлялся в приближении бесконечно повторяющихся расчетных ячеек – для противоположных боковых граней призмы были заданы периодические граничные условия, описанные в [15]. Для решения задачи использовалась сетка с 7 миллионами элементарных ячеек. Решение получено с использованием стандартной К-ε модели турбулентности.

В результате решения задачи были получены температурные поля в твэле и теплоносителе, а также поля скорости теплоносителя. Расчет температуры и распределения теплового потока на поверхности крестообразного твэла выполнен при энерговыделении, соответствующем энерговыделению в активной зоне исследовательского реактора ПИК при эксплуатации на номинальном уровне мощности [16].

Расчет показал, что разница в значениях максимального и минимального теплового потока (который напрямую влияет на температуру на поверхности твэла) на одной высоте составляет 1,4, а кризис теплообмена будет реализовываться в первую очередь на вогнутой части твэла (рис. 2). Наиболее простым способом учета полученного коэффициента неравномерности теплового потока по периметру витого крестообразного твэла при его моделировании с использованием цилиндрических поверхностей является уменьшение теплопередающей поверхности твэла пропорционально величине определенной неравномерности (в 1,4 раза).

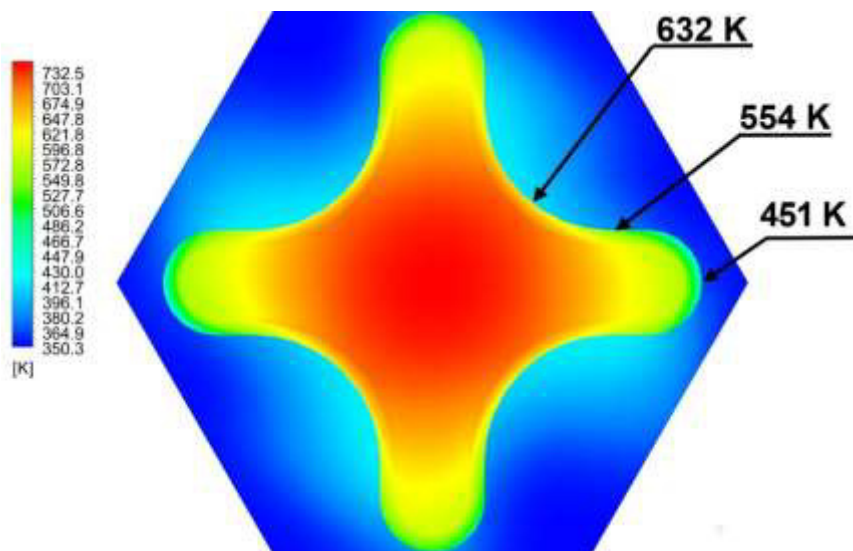


Рисунок 2 – Распределение температуры по периметру оболочки витого крестообразного твэла (в середине твэла длиной 0,5 м) [Temperature distribution along the perimeter of the cladding of twisted fuel rod with x-type cross section (in the middle of a 0.5 m long fuel rod)]

В результате в рамках работы рассмотрена возможность использования при моделировании витого крестообразного твэла следующих приближений (рис. 3):

- цилиндр с сохранением площади поверхности теплообмена (объем топливной композиции увеличен) (позиция «а» рис. 3);
- два цилиндра с сохранением общей площади теплообменной поверхности и объема топливной композиции (позиция «б» рис. 3);

- цилиндр с уменьшенной площадью теплообмена в 1,4 раза (объем топливной композиции увеличен) (позиция «в» рис. 3);
- полый цилиндр с сохранением площади поверхности теплообмена и объема топливной композиции (позиция «г» рис. 3);
- полый цилиндр с уменьшенной площадью теплообмена в 1,4 раза и сохранением объема топливной композиции (позиция «д» рис. 3).

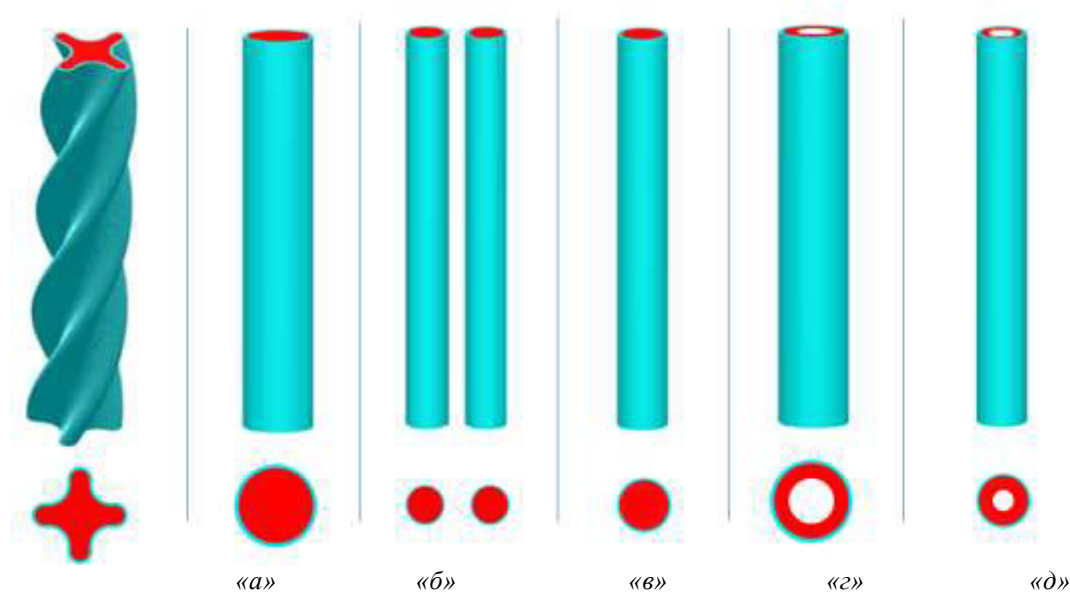


Рисунок 3 – Исследуемые модели крестообразного твэла [Tested models of twisted fuel rod with x-type cross section]

Модели крестообразных твэлов в виде полых цилиндров для нейтронно-физических расчетов широко применяются при расчете критических параметров активных зон, например, в [17, 18]. Основная особенность крестообразного твэла, которая должна быть учтена в теплогидравлическом расчете, – это неравномерность теплового потока по периметру твэла, в результате которой, согласно [15], азимутальная неравномерность температуры поверхности оболочки крестообразного твэла при среднем тепловом потоке $3,9 \text{ МВт/м}^2$ может достигать $35 \text{ }^\circ\text{C}$. Моделирование полым цилиндром проведено с учетом неравномерности по периметру теплового потока с поверхности крестообразных твэлов. На внутренней границе полого цилиндра установлено условие тепловой изоляции.

Расчетная модель активной зоны и первого контура реактора, разработанная в целях проведения исследования, включает только те элементы, которые необходимы для сравнения различных вариантов приближения. Так, выполнено моделирование пучка твэлов, состоящего из 241 топливного элемента и чехла толщиной 1,5 мм [19, 16]. В разработанной нодализированной модели твэлы разбиты на 10 слоев в аксиальном направлении с учетом неравномерности распределения энерговыделения по высоте твэла. Также учитывается радиальная неравномерность энерговыделения в ТВС.

Оценка моделей пучка витых крестообразных твэлов

С целью учета влияния выбранных приближений на результаты расчетов и оценки корректности применения различных моделей крестообразного твэла для создания расчетных моделей ядерных реакторов, проведены расчеты стационарной работы на мощности с использованием каждой модели.

Также были проведены оценочные расчеты влияния неопределенности исходных данных на результаты расчета критических параметров, как при нормальной эксплуатации, так и при авариях, приводящих к возникновению пороговых эффектов. Так, с учетом изложенных в [20, 21] подходов был конкретизирован перечень варьируемых параметров, для которых оценивалось влияние на реализацию теплогидравлических процессов и проявления пороговых эффектов. В качестве варьируемых параметров помимо геометрических параметров твэла были выбраны: характеристики насосов, неравномерность теплофизических параметров твэла по объему рассматриваемого пучка твэлов, неравномерность энерговыделения по высоте твэлов, параметры теплоносителя. В рамках данного исследования на основе требований по обеспечению безопасности ОИАЭ, имеющейся в открытом доступе информации о параметрах нормальной эксплуатации ядерных реакторов, в активных зонах которых используются крестообразные твэлы, выбраны интервалы возможных изменений варьируемых параметров. Наиболее вероятные значения параметров и интервалы их изменений приведены в таблице 1. В связи с отсутствием информации о реальном распределении вероятности изменения параметров в пределах погрешности, в рамках настоящей работы принято, что распределение вероятности для всех варьируемых параметров является нормальным.

Таблица 1 – Варьируемые параметры, принятые для проведения исследования [Variable parameters adopted for the study]

Параметр	Наиболее ожидаемое значение	Диапазон изменения
Толщина оболочки твэла	0,15 мм	$\pm 15\%$
Эквивалентный диаметр топливной части твэла	5,08 мм	$\pm 10\%$
Теплопроводность оболочки твэла	18 Вт/(м °C)	$\pm 10\%$
Теплопроводность топлива	118 Вт/(м °C)	$\pm 10\%$
Давление на входе в пучок	5 МПа	$\pm 5\%$
Расход теплоносителя	35 кг/с	$\pm 5\%$
Коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте	1,66	$\pm 10\%$
Мощность пучка твэлов	9,011 МВт	$\pm 5\%$
Температура питательной воды	50°C	$\pm 5^\circ\text{C}$

Проведенные расчеты стационарной эксплуатации твэлов на номинальном уровне мощности показали значительный разброс температур крестообразного твэла в зависимости от используемой расчетной модели. Влияние учета неопределенностей исходных данных на максимальные значения температур оболочки твэла и ядерного топлива также проявляется достаточно сильно, но при этом значительно ниже различий, обусловленных выбором геометрии. Результаты расчетов параметров при нормальной эксплуатации на мощности приведены в таблице 2. При сравнении полученных в программе для ЭВМ APROS значений предельных температур оболочки твэлов и ядерного топлива с использованием упрощенных моделей твэла с результатами расчета, полученными в программе для ЭВМ ANSYS для реальной геометрии винтового твэла с крестообразным сечением, показана наилучшая сходимость результатов расчета в случае использования приближения полого цилиндра с уменьшенной площадью поверхности теплообмена в 1,4 раза и сохранением объема топливной композиции.

Таблица 2 – Вариационные расчеты эксплуатации крестообразного твэла на мощности [Variational calculations of the operation of the twisted fuel rods with x-type cross section at power]

Вариант моделирования витого крестообразного твэла	Максимальная температура внешней поверхности оболочки			Максимальная температура внутренней поверхности оболочки			Максимальная температура топливного сердечника		
	Наиболее вероятное значение, °К	Отклонение от ANSYS, °К	Относительное отклонение, %	Наиболее вероятное значение, °К	Отклонение от ANSYS, °К	Относительное отклонение, %	Наиболее вероятное значение, °К	Отклонение от ANSYS, °К	Относительное отклонение, %
Цилиндр с сохранением площади поверхности теплообмена	484,3	58,9	12,2	543	55,2	10,2	676,9	16,3	2,4
Цилиндр с уменьшенной площадью теплообмена в 1,4 раза	527,3	15,9	3,0	608,9	10,7	1,8	741,1	47,9	6,5
Два цилиндра с сохранением общей площади теплообмена	477,9	65,3	13,7	537	61,2	11,4	604,8	88,4	14,6
Полый цилиндр с сохранением площади теплообмена и объема топливной композиции	483,7	59,5	12,3	541,9	56,3	10,4	570,2	123	21,6
Полый цилиндр с уменьшенной площадью поверхности теплообмена в 1,4 раза и сохранением объема топливной композиции	527,9	15,3	2,9	605,1	6,9	1,1	670,2	23	3,4

Кроме того, в работе анализируется влияние выбора модели на результаты расчетов аварийных процессов, приводящих к линейному увеличению мощности пучка твэлов (реакторной установки). Рост мощности, как правило, связан с вводом положительной реактивности в результате тех или иных отказов оборудования или ошибок персонала, однако на данном этапе исследования нет необходимости уточнения причины роста мощности, так как это в значительной степени связано с конструкцией конкретной ядерной установки. При этом полученные в рамках настоящего исследования результаты в дальнейшем могут быть интерполированы на расчеты, выполненные в рамках анализа переходных процессов и аварийных режимов работы различных реакторных установок с топливом в виде винтовых твэлов с крестообразным сечением.

Для выполнения вариантных расчетов проведен случайный розыгрыш значений вариационных параметров, приведенных в таблице 1, согласно закону нормального распределения в границах вероятных значений и подготовлены группы исходных

данных (по 100 групп для каждого варианта упрощенной геометрии твэла). Далее группы значений параметров были использованы при проведении для каждой рассматриваемой в работе модели винтового крестообразного твэла серий расчетов достижения кризиса теплообмена.

В работе рассматривалось гипотетическое равномерное во времени увеличение мощности (энерговыведения) пучка твэлов со скоростью 0,01 %/с от начального значения, указанного в таблице 1, в результате исходного события с вводом положительной реактивности в активную зону реактора. Помимо температур достижения кризиса теплообмена (оболочки и топлива) одним из наиболее важных параметров, характеризующим аварийные процессы с ростом мощности реактора, является время достижения кризиса теплообмена. Это особенно актуально с точки зрения принятия мер по управлению аварийным процессом и аварийного реагирования в целом, что должно быть предусмотрено уровнями 4 и 5 глубоководной защиты любой ядерной установки. Для примера на рисунке 4 приведены зависимости температур топлива (T_f) и оболочки твэла с наибольшим тепловым потоком (внутренней $T_{об.вн}$ и наружной $T_{об.нар}$) при равномерном (по времени) увеличении энерговыведения в топливе для модели пучка винтовых крестообразных твэлов в приближении полого цилиндра. На рисунке 4 для наглядности также приведены точки достижения кризиса теплообмена, после которого начинаются процессы, сопровождающиеся изменением геометрии расчетной модели, и программные средства с нодальным заданием геометрии (такие как APROS) не позволяют получить достоверные результаты.

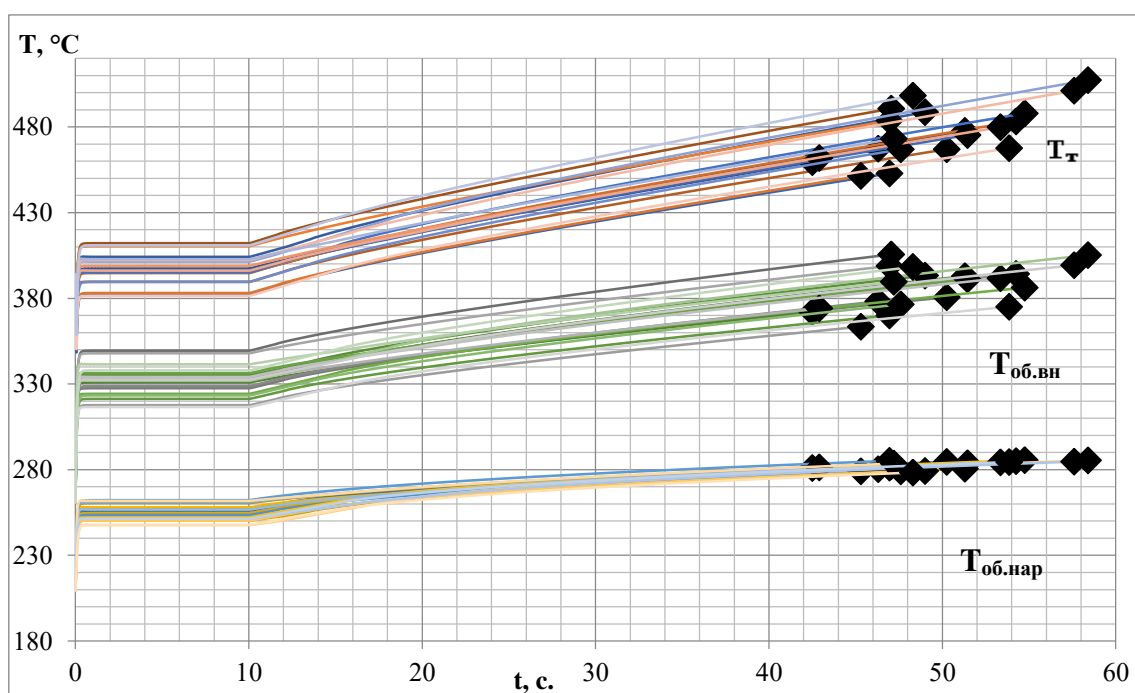


Рисунок 4 – Зависимости температур топлива и оболочки твэла от времени развития аварии в приближении полого цилиндра с уменьшенной площадью поверхности теплообмена в 1,4 раза и сохранением объема топливной композиции [The dependence of the fuel and fuel rod shell temperatures on the time of the accident development in the approximation of a hollow cylinder with a reduced heat exchange surface area by 1.4 times and the preservation of the volume of the fuel composition]

Результаты вариантного расчета демонстрируют высокую степень влияния приближений и допущений, используемых при построении расчетной модели крестообразных твэлов, а также неопределенностей исходных данных на корректность моделирования теплогидравлических процессов. Кроме того, по результатам проведения всех серий расчетов можно сделать вывод, что модель витого

крестообразного твэла в приближении полого цилиндра с уменьшенной поверхностью теплообмена в 1,4 обеспечивает наиболее полный учет особенностей моделирования крестообразных твэлов как при нормальной эксплуатации, так и при наиболее критичных аварийных процессах, связанных с возникновением пороговых эффектов.

Заключение

В работе продемонстрирован один из возможных подходов к обоснованию выбора принятых приближений и упрощений при проведении расчетов и оценке их влияния на результаты расчета на примере моделирования стационарных и нестационарных теплогидравлических процессов в пучке винтовых твэлов с крестообразным сечением.

Результаты выполненных исследований демонстрируют необходимость учета не только принятых при моделировании приближений и допущений, но и погрешностей и неопределенностей исходных данных, что в дальнейшем может быть использовано при установлении эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации по параметрам, важным для протекания аварийных процессов и влияющим на возникновение пороговых эффектов.

Кроме того, в рамках исследования продемонстрирована возможность использования при моделировании витого крестообразного твэла геометрической модели в виде полого цилиндра с уменьшенной площадью поверхности теплообмена. В частности, показано, что такой вариант задания геометрии при ограниченных возможностях моделирования программных средств позволяет с достаточной степенью консервативности учесть особенности поведения критически важных теплогидравлических процессов.

СПИСОК ИСТОЧНИКОВ

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» НП-001-15. – Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (Зарегистрировано в Минюсте России 2 февраля 2016 г. № 40939). – URL: <https://demo.consultant.ru/cgi/online.cgi?req=doc&ts=QZ7X1WTqwes0df1L1&cacheid757D79A11537DD91CC95A49439B11454&mode=splus&rnd=CpsvQA&base=LAW&n=193587#vOBX1WTFH0egKby4> (дата обращения: 02.10.2022).
2. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (последняя редакция). – URL: <http://www.kremlin.ru/acts/bank/8503/page/1> (дата обращения: 02.10.2022).
3. Приказ Ростехнадзора от 30.07.2018 № 325 «Об утверждении Порядка проведения экспертизы программ для электронных вычислительных машин, используемых в целях построения расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии» (Зарегистрировано в Минюсте России 12.11.2018 № 52650). – URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_310842/ (дата обращения: 02.10.2022).
4. Старков, В.А. Научно-методическое обоснование модернизации активной зоны реактора СМ : автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук / В.А. Старков. – Димитровград, 2015. – 37 с.
5. Постановление Ростехнадзора от 10.12.2007 № 4 «Об утверждении и введении в действие федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» НП-082-07. – Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 10 декабря 2007 г. № 4 (зарегистрировано Минюстом России 21 января 2008 г. № 10951; введены в действие с 1 июня 2008 г.). – URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_74915/e35bcdcf3a4fdabe23d9304eefda2450263c025bb/ (дата обращения: 02.10.2022).
6. Приказ Ростехнадзора от 05.12.2017 № 528 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок» (вместе с «НП-049-17. Федеральные

- нормы и правила...») (Зарегистрировано в Минюсте России 28.12.2017 № 49534). – URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_286848/d118fed5f768a85d39c84b2cf9c8663f8374fb00/ (дата обращения: 02.10.2022).
7. Приказ Ростехнадзора от 13.02.2017 № 53 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР» (вместе с «НП-006-16. Федеральные нормы и правила...») (Зарегистрировано в Минюсте России 10.05.2017 № 46663). – URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_216808/63c778acb8500b291ec33add5211eadc85068dc7/ (дата обращения: 02.10.2022)/
 8. Apros 5.06. Thermal hydraulics reference guide. Thermal hydraulic nodes and branches. 2007.
 9. Apros 6 Feature Tutorial: by VTT and Fortum. Release: Apros 6.06, 10.03.2016.
 10. Официальный сайт VTT Technical Research Centre of Finland [Электронный ресурс]. – URL : <https://www.vttresearch.com/en> (дата обращения 23.09.2022).
 11. Официальный сайт Fortum [Электронный ресурс] – URL: <https://www.fortum.com> (дата обращения 23.09.2022).
 12. Учет неопределенности в исходных данных при проведении расчетов теплогидравлических характеристик мокрого хранилища ОЯТ с использованием программного средства APROS 6 / А.В. Курындин, А.А. Строганов, А.М. Киркин [и др.] // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных установок. – 2019. – № 2(16). – С. 21-37.
 13. Jukka Ylijoki, Sixten Norrman, Ari Silde, Pekka Urhonen. Research report. Validation of APROS version 5.14.11. VTT-R-00553-15.
 14. ANSYS 18.1 – Обновления и изменения. ANSYS, Inc., ЗАО «КАДФЕМ Си-Ай-Эс», 2017 [Электронный ресурс]. – URL: https://www.cadfem-cis.ru/media/ansys_2019r1_rus.pdf (дата обращения 23.09.2022).
 15. Чухлов, А.Г. Применение периодических граничных условий к теплогидравлическому расчету ТВС с оребренными твэлами / А.Г. Чухлов, В.П. Смирнов, С.Ю. Афонин // – Теплоэнергетика. – 2012. – № 2. – С. 44-50. – URL: https://tesis.com.ru/infocenter/downloads/flowvision/fv_nikiet2010.pdf (дата обращения 23.09.2022).
 16. Виноградов, М.К. Исследовательские ядерные установки государств-участников Содружества Независимых Государств / М.К. Виноградов, В.Н. Федюлин. – Москва : Гелиос АРВ, 2016. – 480 с.
 17. Новаков, И.Г. Учет неопределенностей в исходных данных при проведении расчетов эффективного коэффициента размножения активной зоны исследовательской ядерной установки / И.Г. Новаков, А.В. Курындин, А.М. Киркин, С.В. Маковский // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – № 2. – С. 22-29.
 18. Быков, В.П. Исследование влияния замены крестообразного твэла на цилиндрическую модель в расчетах на критичность по программе MCU-5 / В.П. Быков, М.В. Иоаннисиан // АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms-2015/documents/kms2015-006.pdf> (дата обращения: 08.10.2022).
 19. Петров, Ю.В. Снижение концентрации урана в твэлах реактора ПИК / Ю.В. Петров, Л.М. Котова // Атомная энергия. – 2002. – Т. 93, №. 2. – С. 117-120.
 20. Анализ чувствительности при моделировании тяжелых аварий с применением РК СОКРАТ/В / Д.Л. Гаспаров, А.В. Николаева, С.И. Пантюшин [и др.] // АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2017/documents/mntk2017-161.pdf> (дата обращения: 07.10.2022).
 21. Об оценке погрешностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии / С.Н. Богдан, О.М. Ковалевич, Н.А. Козлова [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. – 2017. – № 2(84). – 16 с.

REFERENCES

- [1] Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii «Obshchie polozheniya obespecheniya bezopasnosti atomnyh stancij» NP-001-15[Federal Rules and Regulations in the Area of Atomic Energy Use «General Provisions for Nuclear Power Plant Safety Assurance» (NP-001-15)], URL: <https://demo.consultant.ru/cgi/online.cgi?req=doc&ts=QZ7X1WTqwes0df1L1&cacheid=757D79A11537DD91CC95A49439B11454&mde=splus&rnd=CpsvQA&base=LAW&n=193587#vOBX1WTFH0egKby4> (accessed 02.10.2022) (in Russian).
- [2] Federal'nyj zakon ot 21.11.1995 № 170-FZ «Ob ispol'zovanii atomnoj energii» [Federal Law No. 170-FZ of November 21, 1995 «Use of Atomic Energy»], URL: <http://www.kremlin.ru/acts/bank/8503/page/1> (accessed 02.10.2022) (in Russian).
- [3] Order of Rostekhnadzor No. 325 of 30.07.2018 «Ob utverzhdenii Poryadka provedeniya ekspertizy programm dlya elektronnyh vychislitel'nyh mashin, ispol'zuemyh v celyah postroeniya raschetnyh

- modelей processov, vliyayushchih na bezopasnost' ob"ektov ispol'zovaniya atomnoj energii i (ili) vidov deyatel'nosti v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii» [«Approval of the Procedure for the Examination of Programs for Electronic Computing Machines Used for the Construction of Computational Models of Processes Affecting the Safety of Nuclear Energy Facilities and (or) Activities in the Field of Nuclear Energy Use»], URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_310842/ (accessed 02.10.2022) (in Russian).
- [4] Starkov, V.A. Nauchno-metodicheskoe obosnovanie modernizacii aktivnoj zony reaktora SM [Scientific and Methodological Justification for the Modernization of the CM reactor Core], avtoreferat dissertacii na soiskanie uchenoj stepeni doktora tekhnicheskikh nauk [Doctor of Technical Sciences thesis abstract]. Dimitrovgrad, 2015, 37 p. (in Russian).
 - [5] Postanovlenie Rostekhnadzora ot 10.12.2007 № 4 «Ob utverzhdenii i vvedenii v dejstvie federal'nyh norm i pravil v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii «Pravila yadernoj bezopasnosti reaktornyh ustanovok atomnyh stancij» NP-082-07 [Federal Rules and Regulations in the Area of Atomic Energy Use «Nuclear Safety Rules for Reactor Installations of Nuclear Power Plants» (NP-082-07)], URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_74915/e35bcd3a4fdabe23d9304eefda2450263c025bb/ (accessed 02.10.2022) (in Russian).
 - [6] Prikaz Rostekhnadzora ot 05.12.2017 № 528 «Ob utverzhdenii federal'nyh norm i pravil v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii «Trebovaniya k sodержaniyu otcheta po obosnovaniyu bezopasnosti issledovatel'skih yadernyh ustanovok» (vmeste s «NP-049-17. Federal'nye normy i pravila...») [Federal Rules and Regulations in the Area of Atomic Energy Use «Requirements for Contents of Safety Analysis Reports for Nuclear Research Installations» (NP-049-17)], URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_286848/d118fed5f768a85d39c84b2cf9c8663f8374fb00/ (accessed 02.10.2022) (in Russian).
 - [7] Prikaz Rostekhnadzora ot 13.02.2017 № 53 «Ob utverzhdenii federal'nyh norm i pravil v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii «Trebovaniya k sodержaniyu otcheta po obosnovaniyu bezopasnosti bloka atomnoj stancii s reaktorom tipa VVER» (vmeste s «NP-006-16. Federal'nye normy i pravila...») [Federal Rules and Regulations in the Area of Atomic Energy Use «Requirements for the Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plant Units with WWER Reactors» (NP-006-16)], URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_216808/63c778acb8500b291ec33add5211eadc85068dc7/ (accessed 02.10.2022) (in Russian).
 - [8] Apros 5.06. Thermal Hydraulics Reference Guide. Thermal Hydraulic Nodes and Branches. 2007 (in English).
 - [9] Apros 6 Feature Tutorial: by VTT and Fortum. Release: Apros 6.06, 10.03.2016 (in English).
 - [10] VTT Technical Research Centre of Finland. Available from: <https://www.vttresearch.com/en> (accessed 23.09.2022) (in English).
 - [11] Oficial'nyj sajt Fortum [Fortum]. URL: <https://www.fortum.ru/> (accessed 09.09.2022) (in Russian).
 - [12] Kuryndin A.V., Stroganov A.A., Kirkin A.M., Sinegribov S.V., Burkov I.V. Uchet neopredelennosti v iskhodnyh dannyh pri provedenii raschetov teplogidravlicheskih harakteristik mokrogo hranilishcha OYAT s ispol'zovaniem programmnoego sredstva APROS 6 [Using APROS 6 Code to Assess Input Data Uncertainty in Thermalhydraulic Calculations of SNF Storage Pool. Nuclear Propulsion Reactor Plants], Tekhnologii obespecheniya zhiznennogo cikla yadernyh ustanovok [Life Cycle Management Technologies], 2019, No. 2(16), pp. 21-37 (in Russian).
 - [13] Jukka Ylijoki, Sixten Norrman, Ari Silde, Pekka Urhonen. Research Report. Validation of APROS Version 5.14.11. VTT-R-00553-15 (in English).
 - [14] ANSYS 18.1 – Obnovleniya i izmeneniya [Updates and Changes]. ANSYS, Inc., CJSC «KADFEM Si-Aj-Es», 2017, URL: https://www.cadfem-cis.ru/media/ansys_2019r1_rus.pdf (accessed 23.09.2022) (in Russian).
 - [15] Chuhlov A.G., Smirnov V.P., Afonin S.Yu. Primenenie periodicheskikh granichnyh uslovij k teplogidravlicheskomu raschetu TVS s orebrennymi tvelami [Application of Periodic Boundary Conditions to the Thermohydraulic Calculation of Fuel Assemblies with Finned Fuel Rods], Teploenergetika, 2020, No. 2, pp. 22-29, URL: https://tesis.com.ru/infocenter/downloads/flowvision/fv_nikiet2010.pdf (accessed 23.09.2022) (in Russian).
 - [16] Vunogradov M.K., Fedulin V.N. Issledovatel'skie yadernye ustanovki gosudarstv – uchastnikov Sodruzhestva Nezavisimyh Gosudarstv [Research Nuclear Installations of the Member of the Commonwealth of Independent States]. Moscow: Gelios ARV, 2016, 480 p. (in Russian).
 - [17] Novakov I.G., Kuryndin A.V., Kirkin A.M., Makovskiy S.V. Uchet neopredelennostej v iskhodnyh dannyh pri provedenii raschetov effektivnogo koeficienta razmnozheniya aktivnoj zony issledovatel'skoj yadernoj ustanovki [Accounting for Uncertainty in the Initial Data During the Calculations of the Effective Multiplication Factor of the Nuclear Research Reactor Core], Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Seriya: YAderno-reaktornye konstanty [Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants], 2020, No. 2, pp. 22-29 (in Russian).

- [18] Bykov V.P., Ioannisian M.V. Issledovanie vliyaniya zameny krestoobraznogo tvela na cilindricheskuyu model' v raschetah na kritichnost' po programme MCU-5 [Research of the Effect of Replacing the Cruciform Fuel Rod on The Cylindrical Model in the Calculations for Criticality under the MCU-5 Program], JSC OKB «GIDROPRESS», 2015, URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms-2015/documents/kms2015-006.pdf> (accessed 08.10.2022) (in Russian).
- [19] Petrov Yu.V., Kotova L.M. Snizhenie koncentracii urana v tvelah reaktora PIK [Reduction of the Uranium Concentration in the Fuel Rods of the PIK Reactor], Atomnaya energiya [Atomic Energy], 2002, Vol. 93, No. 2, pp. 117-120 (in Russian).
- [20] Gasparov D.L., Nikolaeva A.V., Pantyushin S.I., Lityshev A.V., Bukin N.V., Bykov M.A. Analiz chuvstvitel'nosti pri modelirovanii tyazhelykh avariij s primeneniem RK SOKRAT/V [Sensitivity Analysis in the Simulation of Severe Accidents with the Use of RC SOKRAT/V], JSC OKB «GIDROPRESS», URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2017/documents/mntk2017-161.pdf> (accessed 07.10.2022) (in Russian).
- [21] Bogdan S.N., Kovalevich O.M., Kozlova N.A., Shevchenko S.A., Yashnikov D.A. Ob ocenke pogreshnostej raschetov, vpolnyaemykh pri obosnovanii bezopasnosti ob'ektov ispol'zovaniya atomnoj energii [About the Calculation Error Evaluation in the Framework of the Nuclear Facilities Safety Analysis], Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost' [Nuclear and Radiation Safety], 2017, No. 2(84), 16 p. (in Russian).

The Problem of Modeling the Geometry of Twisted Fuel Rods with X-Type Cross Section in the Performance of Thermohydraulic Calculations

© Andrey M. Kirkin¹, Anton V. Kuryndin², Sergey V. Sinegribov³, Arsenii O. Smirnov⁴, Valerii M. Khlobystov⁵

Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Malaya Krasnoselskaya st. 2/8, bld. 5, Moscow, Russia, 107140

¹*kirkin@secnrs.ru*

²*kuryndin@secnrs.ru*

³*sinegribov@secnrs.ru*

⁴*asmirnov@secnrs.ru*, ORCID iD: 0000-0003-2877-051X, WoS ResearcherID: HGF-2838-2022

⁵*hlobystov@secnrs.ru*, ORCID iD: 0000-0001-5491-2126, WoS ResearcherID: AAF-7721-2021

Received by the editorial office on 12/08/2022

After revision on 02/09/2023

Accepted for publication 02/21/2023

Abstract. For creating computational models of processes affecting the safety of nuclear facilities, in accordance with the federal rules and regulations in the field of atomic energy use, the selected modeling methods, as well as the accepted approximations and assumptions shall be justified. The paper considers the issues of taking into account the specifics of modeling the geometry of twisted fuel rods with x-type cross section using nodalization software, as well as possible approaches to describing the geometry of such fuel rods during thermohydraulic calculations. The paper defines a preferred method for specifying geometry, which allows to correctly take into account the maximum value of the heat flux from the surface of the twisted fuel rods with x-type cross section when calculating temperatures in the core and the possibility of a heat exchange crisis on the surface of such fuel rods in case of violations of normal operation.

Keywords: safety of nuclear reactors, approximations and assumptions, thermohydraulic calculation, twisted fuel rods with x-type cross section, processes important for safety, nodal construction of the computational domain.

For citation: Kirkin A.M., Kuryndin A.V., Sinegribov S.V., Smirnov A.O., Khlobystov V.M. The Problem of Modeling the Geometry of Twisted Fuel Rods With X-Type Cross Section in the Performance of Thermohydraulic Calculations // Global Nuclear Safety. 2023. No. 1(46). P. 23-35 <http://dx.doi.org/10.26583/gns-2023-01-03>.