

Расчетные исследования эффектов реактивности в тяжелых авариях с учетом процессов кипения натрия, плавления оболочек ТВЭЛов и топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности

Е.П. Аверченкова¹, А.А. Перегудов¹, Н.В. Соломонова¹, Л.А. Щекотова¹, Ю.С. Хомяков², Ю.В. Чернухина², А.В. Волков², Ю.Е. Швецов²

¹АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

249033 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

²АО «Прорыв»,

107140 Россия, г. Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8, к.7

Реферат. Развитие реакторов на быстрых нейтронах является важным этапом в реализации замкнутого топливного цикла. Проектирование новых и эксплуатация действующих энергоблоков требует детального подхода к обоснованию их безопасности. Важным разделом отчета по обоснованию безопасности любого энергоблока является расчетный анализ аварий, которые могут приводить к тяжелым радиационным последствиям – запроектным авариям. Приведены результаты расчетных исследований эффектов реактивности и их методических составляющих погрешности в тяжелой запроектной аварии, сопровождающейся кипением натрия в активной зоне, плавлением стали и топлива ТВЭЛ на быстром реакторе большой мощности с натриевым теплоносителем. В настоящее время практически во всех нейтронно-физических кодах, моделирующих протекание тяжелой аварии в реакторе, используется диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов. Важно оценить методическую составляющую погрешности, которую дает этот подход. Для этого проведено сравнение эффектов реактивности, полученных с помощью нейтронно-физического модуля МОСТ и программы для ЭВМ ММККЕНО, использующих диффузионный метод решения уравнения нейтронов и метод Монте-Карло соответственно. В качестве расчетной модели выбраны две тестовые модели активной зоны быстрого реактора большой мощности с натриевым теплоносителем с загрузкой оксидным и нитридным смешанным уран-плутониевым топливом.

Ключевые слова: запроектные аварии, натриевый теплоноситель, эффекты реактивности, оценка погрешностей, диффузионные коды, прецизионные коды, аварии, МОКС-топливо, СНУП-топливо, нейтронно-физический расчет, методические поправки.

Для цитирования: Аверченкова Е.П., Перегудов А.А., Соломонова Н.В., Щекотова Л.А., Хомяков Ю.С., Чернухина Ю.В., Волков А.В., Швецов Ю.Е. Расчетные исследования эффектов реактивности в тяжелых авариях с учетом процессов кипения натрия, плавления оболочек твэлов и топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;2:238–253. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.16>

Введение

Запроектные аварии на АЭС – это аварии, вызванные не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающиеся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа и ошибочными действиями персонала. Запроектные аварии, сопровождающиеся кипением натрия в активной зоне, плавлением стали и топлива ТВС, а также приводящие к тяжелым радиационным последствиям для местности и населения, считаются тяжелыми.

Первые методики расчетов тяжелых аварий и коды, реализующие их, начали разрабатываться в 1960-х гг. XX в. И сейчас в мире существует стабильный интерес к разработке и совершенствованию расчетных методик, реализованных в кодах TRACE, SAS4A, SAS-SFR, SIMMER, ASTEC-Na, SPECTRA, СОКПАТ-БН, ЕВКЛИД/V2, используемых для обоснования безопасности АЭС [1 – 5].

Подход к проведению расчетного анализа тяжелых аварий от исходного события до оценки радиационных последствий, используемый в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», был ранее опубликован в статье [6]. Для моделирования теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в реакторных установках на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем с активной зоной из оксида урана или смешанного оксидного уран-плутониевого топлива в авариях с кипением теплоносителя и плавлением топлива в этом подходе используется аттестованный код COREMELT с нейтронно-физическим диффузионным модулем RADAR3D [7, 8]. Однако развитие реакторов на быстрых нейтронах требует более детального подхода к моделированию аварийных процессов на АЭС, и современные компьютерные технологии позволяют его реализовать. В связи с этим разработан новый код для моделирования теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в тяжелых авариях на АЭС – ТАРКОН [9].

Теплогидравлический модуль кода ТАРКОН разработан в АО «Прорыв», нейтронно-физический модуль МОСТ – в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [10].

Теплогидравлический модуль кода ТАРКОН является развитием аналогичного модуля кода COREMELT и обладает рядом преимуществ. В приближении пористого тела он моделирует первый контур быстрого реактора с натриевым охлаждением не только в двумерном, как модуль кода COREMELT, но и в трехмерном приближении. В трехмерной опции первый контур описывается как в цилиндрической, так и в декартовой геометрии, активная зона реактора моделируется покассетно до момента плавления чехлов ТВС с помощью одномерных моделей ТВС, межкассетное пространство в трехмерном приближении. Эта опция кода позволяет более адекватно моделировать конвекцию в баке реактора, учитывать сложные многофазные процессы в активной

зоне в условиях тяжелых аварий. Трехмерная модель межкассетного пространства уточняет расчет начальной стадии тяжелой аварии и используется до проплавления чехлов ТВС. После проплавления чехлов в расчете переходной стадии тяжелой аварии используется трехмерная опция кода без межкассетного пространства, которая позволяет моделировать перемещение расплава вплоть до ловушки.

В этот модуль внедрена модель диссоциации смешанного нитридного уран-плутониевого топлива [11], валидация которой проведена на экспериментах [12], и реализована многовекторная методика расчета многокомпонентного, многофазного потока, т.е. появилась возможность вводить нужное количество движущихся компонентов для решения конкретной задачи, в частности, для моделирования диссоциации смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, используется пять векторов, топливо описано двумя компонентами – уран и плутоний.

Для более детального анализа аварии с полной блокировкой проходного сечения одной ТВС, в результате которой расплав может попасть в межкассетное пространство и прожечь чехлы соседних ТВС, в модуль введена более детальная модель взаимодействия расплава с внутренней и внешней поверхностями чехлов ТВС, что актуально при перемещении расплава в межкассетном пространстве.

Также в теплогидравлический модуль кода ТАРКОН добавлены одномерные модели второго контура и контуров САОТ, что позволяет моделировать разные режимы расхолаживания реактора и расширяет спектр рассчитываемых аварий.

Трехмерный нейтронно-физический модуль МОСТ предназначен для вычисления нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов на быстрых нейтронах. Как и в модуле RADAR3D, в модуле МОСТ решается система многогрупповых нестационарных уравнений диффузии нейтронов в HEX-Z-геометрии. Пространственно-энергетическая задача в RADAR3D решается в групповом приближении с использованием сеточного метода решения уравнения диффузии нейтронов, рекомендованное количество энергетических групп нейтронов составляет от 21-го до 26-ти. В модуле МОСТ используются более эффективные методы решения системы конечно-разностных уравнений для потока нейтронов – это в разы сокращает время расчетов и повышает их точность, что актуально для трехмерной версии кода ТАРКОН. МОСТ описывает процессы, протекающие в активных зонах с оксидным урановым, оксидным и нитридным (включая диссоциацию топлива) смешанным уран-плутониевым топливом.

Известно, что диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов, применяемый в коде ТАРКОН, как и большинстве тяжелоаварийных кодов, оправдан тем, что не требует больших вычислительных затрат и занимает малое расчетное время. Однако к недостаткам кодов, реализующих диффузионный метод, относятся приближения, принятые в программе при реализации решения уравнения переноса нейтронов, невозможность моделирования реальной геометрии реактора и использования в расчете реактора только группового приближения. Поэтому важной задачей является оценка погрешностей и, в частности, методической ее составляющей, связанной с приближениями, принятыми при

- реализации в коде решения уравнения переноса нейтронов (поправка на диффузионность расчетов) и неточностью 26-группового представления сечений;
- построении трехмерной расчетной модели активной зоны реактора (гетерогенная структура ТВС, СУЗ, использование средних концентраций, температур).

Значение методической погрешности дает понимание, насколько точно можно рассчитывать эффекты реактивности при анализе тяжелых аварий программами, использующими диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов. В качестве исходных данных выбран расчет аварии по коду ТАРКОН, а эффекты реактивности пересчитаны с помощью нейтронно-физического модуля МОСТ (диффузионный метод) и программы для ЭВМ ММККЕНО, использующих более точный метод решения уравнения переноса нейтронов – метод Монте-Карло [13]. Учет методических погрешностей при проведении сквозных расчетов аварий – это следующий непростой этап работы.

Исходные данные и тестовые модели

Наиболее показательно рассмотреть эффекты реактивности можно при протекании тяжелой аварии, вызванной полным прекращением системного и аварийного электроснабжения и отказом всех органов воздействия на реактивность с активным и пассивным принципами срабатывания (в международной классификации ULOF – Unprotected Loss of Flow) на натриевом реакторе большой мощности. Именно при протекании данного типа аварий наблюдается интенсивное изменение и перемещение состава материалов.

В качестве расчетной модели активной зоны выбраны тестовые модели активной зоны реактора большой мощности с загрузкой оксидным и нитридным смешанным уран-плутониевым топливом. Основные характеристики активной зоны такого реактора представлены в табл. 1 [14].

Таблица 1

Характеристики активной зоны

Тепловая мощность, МВт	2800	
	Нитридное	Оксидное
Топливо	Нитридное	Оксидное
Кампания, эфф. сут.	1320	1320
Размер шестигранного чехла сборок, мм	181 × 3,5	
Размер твэла, мм	9,3 × 0,6	
Объемная доля топлива в ячейке ТВС, %	47,1	
Максимальная глубина выгорания топлива, % т.а.	11,8	15,1
Повреждающая доза, сна	135	141

Картограмма загрузки реактора одинакова для двух моделей и показана на рис. 1. ТВС сгруппированы в пакеты на основании состава материалов, зон обогащения и выгорания топлива, положения сборок в активной зоне.

Модель активной зоны с загрузкой оксидным смешанным уран-плутониевым топливом имеет аксиальную прослойку из обедненного урана. Высотное разбиение этой модели показано на рис. 2. Высотное разбиение модели активной зоны с загрузкой нитридным смешанным уран-плутониевым топливом показано на рис. 3.

Computational Studies of Reactivity Effects in Severe Accidents, Accounting for Sodium Boiling, Fuel Cladding Melting, and Fuel Melting in a High-Power Sodium-Cooled Fast Reactor

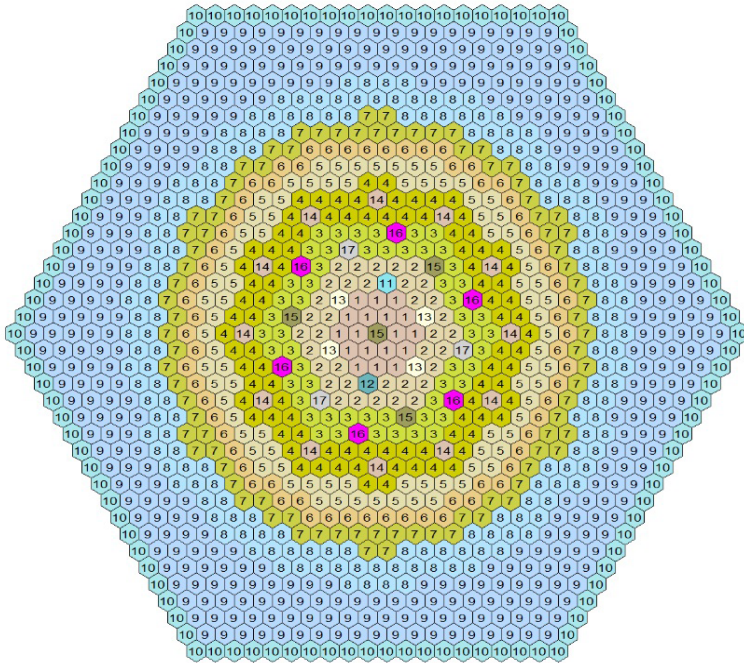


Рис. 1. Картограмма тестовой модели: 1 – 7 – тепловыделяющие сборки (ТВС); 8 – сборки стальной защиты (ССЗ); 9 – сборки борной защиты (СБЗ); 10 – боковой подпор; 11, 12 – регулирующие стержни (РС); 13 – внутреннее кольцо компенсирующих стержней (КС внутр. кольцо); 14 – внешнее кольцо компенсирующих стержней (КС внеш. кольцо); 15 – температурная пассивная аварийная защита (ПАЗ-Т); 16 – стержни аварийной защиты (АЗ); 17 – гидравлическая пассивная аварийная защита (ПАЗ-Г)

dh	ТВС						PP	КС внутр.	КС внеш.	ПАЗ-Т	АЗ	ПАЗ-Г	ССЗ	СБЗ	Бок. подп.			
	1	2	3	4	5	6										7	11,12	13
10.100	Поглотитель																	
22.000	Поглотитель																	
22.340	Поглотитель																	
10.720	Поглотитель																	
11.380	Поглотитель																	
12.225	Поглотитель																	
12.225	Поглотитель																	
2.950	Поглотитель																	
10.370	Поглотитель																	
7.550	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
6.160	Поглотитель																	
10.050	Поглотитель																	
10.050	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
7.400	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
10.230	Поглотитель																	
10.000	Поглотитель																	
20.000	Поглотитель																	
20.000	Поглотитель																	
20.000	Поглотитель																	
20.440	Поглотитель																	

Рис. 2. Высотное разбиение тестовой модели с оксидным смешанным уран-плутониевым топливом

Расчетные исследования эффектов реактивности в тяжелых авариях с учетом процессов кипения натрия, плавления оболочек твэлов и топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности

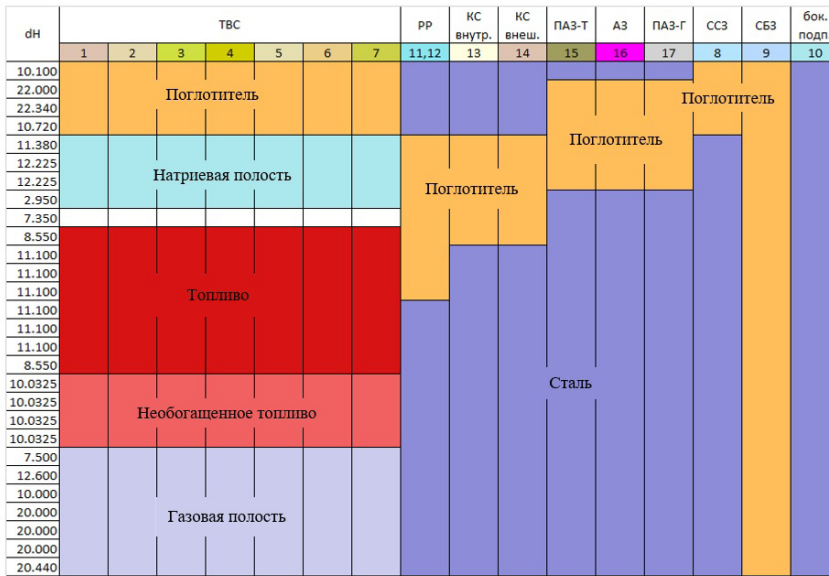


Рис. 3. Высотное разбиение тестовой модели с нитридным смешанным уран-плутониевым топливом

Расчет аварий с помощью кода ТАРКОН показал, что сразу после отключения ГЦН-1 расход натрия через активную зону снижается быстрее, чем нейтронная мощность, в результате происходит разогрев теплоносителя, оболочек твэлов и топлива. Снижение мощности до момента закипания натрия объясняется отрицательным доплер-эффектом по температуре топлива и стали. Когда температура натрия в наиболее напряженных ТВС повышается до температуры кипения, на выходе ТВС появляется пар натрия. При вскипании теплоносителя в первую очередь опустошается натриевая полость ТВС, тем самым увеличивая утечку нейтронов и вводя отрицательную реактивность. На начальном этапе кипения, когда пар сосредоточен в верхней части твэлов и натриевой полости ТВС, пустотный эффект реактивности отрицателен. Область кипения расширяется и достигает центра активной зоны, пустотный эффект реактивности становится положительным, что приводит к росту мощности, дальнейшей интенсификации парообразования и к кризису теплоотдачи с поверхности твэлов.

В результате кризиса теплоотдачи температура оболочек твэлов достигает температуры плавления стали. Одновременное действие положительного эффекта реактивности от перемещения расплавленной стали и пустотного эффекта реактивности приводит к резкому росту мощности, при этом увеличивается объем пара в активной зоне, продолжается плавление стали, а температура топлива достигает температуры плавления (диссоциации).

В результате интенсивного плавления (диссоциации) топлива часть топлива удаляется из активной зоны в виде жидкого расплава или частиц, это приводит к снижению мощности до уровня остаточных энерговыделений.

В таблице 2 перечислены эффекты реактивности и ключевые моменты аварии, в которых происходит изменение состава материалов активной зоны и эффекты появляются наиболее ярко. Дополнительно проведен расчет эффекта реактивности

Эффекты реактивности и ключевой момент аварии

№	Эффект реактивности	Ключевой момент времени для оксидного (нитридного) топлива, с
1	Аксиальное расширения топлива (твэлов)	Рассчитывается при увеличении высоты топливного столба на 1%
2	Натриевый плотностной	Перед закипанием теплоносителя
3	Натриевый пустотный	Перед началом плавления оболочки твэла
4	Обусловленный плавлением и перемещением оболочек твэлов	Интенсивное плавление стали
5	Суммарный доплер-эффект	Интенсивное плавление топлива
6	Обусловленный плавлением и перемещением расплава топлива	Интенсивное плавление топлива
7	Непредвиденное извлечение органов СУЗ	Не зависит от времени протекания аварии. Рассчитывается при положении РО СУЗ на верхней границе активной зоны
8	Выход азота при диссоциации нитридного топлива	Конец расчета аварии

при непредвиденном извлечении органов СУЗ, который не зависит от времени протекания аварии (п. 7 табл.2).

Состояние активной зоны тестовых моделей с загрузкой оксидным и нитридным смешанным уран-плутониевым топливом в ключевые моменты аварии показано на рис. 4 – 9. Состав материалов активной зоны в ключевые моменты времени является исходными данными для расчета эффектов реактивности с помощью нейтронно-физического модуля МОСТ и программы для ЭВМ ММККЕНО.

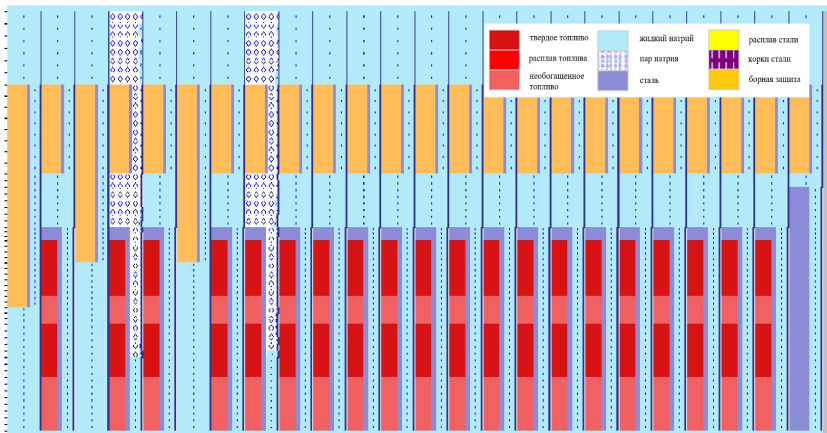


Рис. 4. Состояние активной зоны тестовой модели с оксидным топливом перед началом плавления оболочек твэлов

Расчетные исследования эффектов реактивности в тяжелых авариях с учетом процессов кипения натрия, плавления оболочек твэлов и топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности

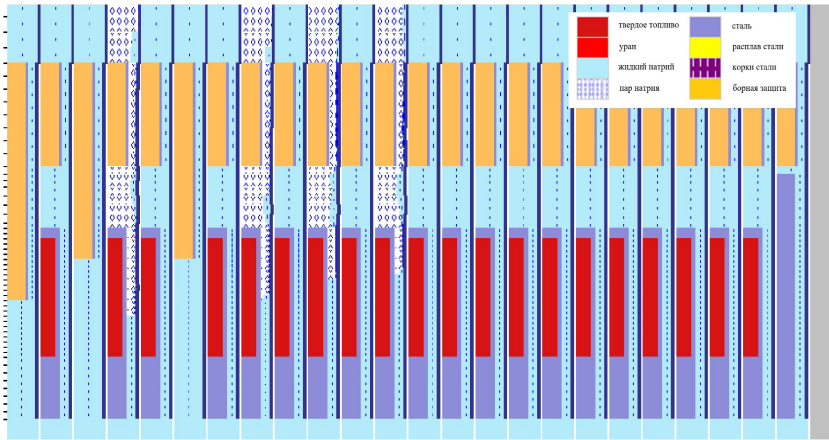


Рис. 5. Состояние активной зоны тестовой модели с нитридным топливом перед началом плавления оболочек твэлов

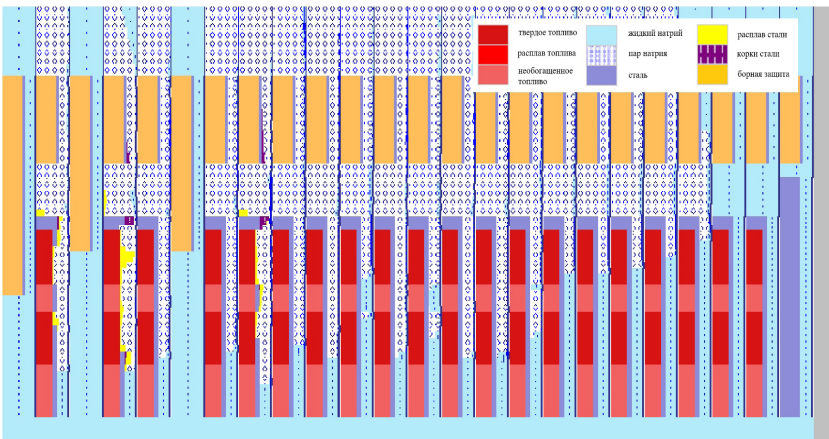


Рис. 6. Состояние активной зоны тестовой модели с оксидным топливом перед началом плавления топлива

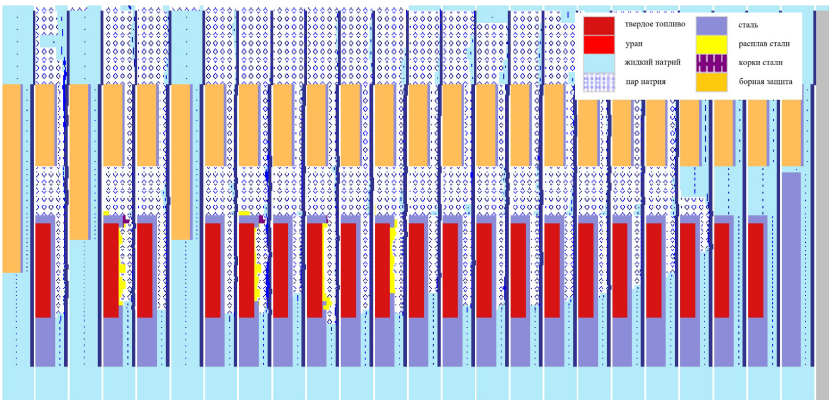


Рис. 7. Состояние активной зоны тестовой модели с нитридным топливом перед началом диссоциации топлива

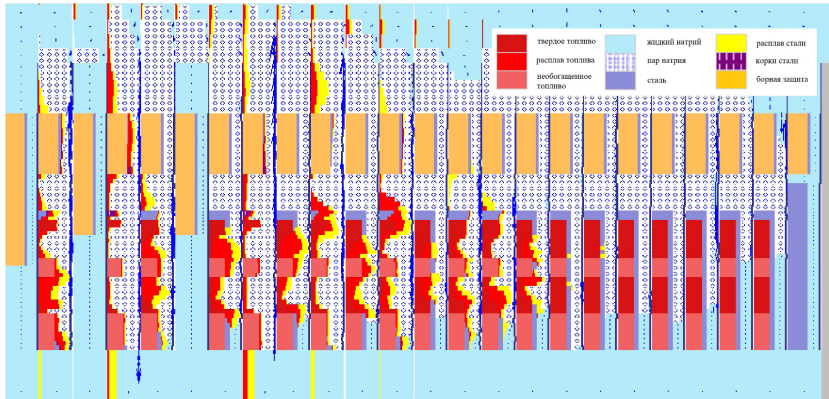


Рис. 8. Состояние активной зоны тестовой модели с оксидным топливом при интенсивном плавлении топлива

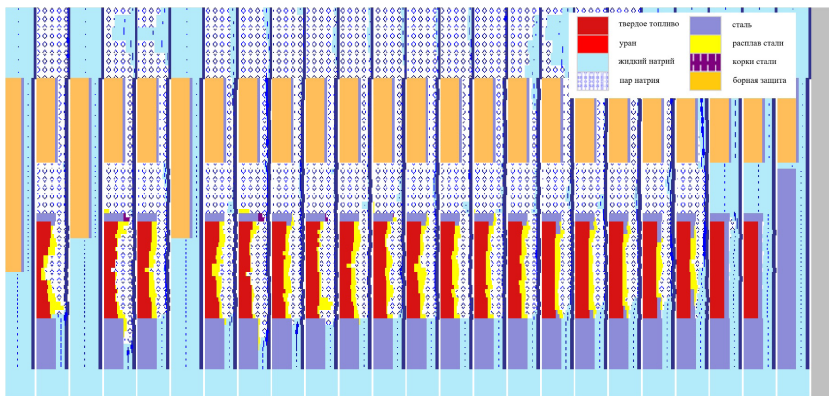


Рис. 9. Состояние активной зоны тестовой модели с нитридным топливом при диссоциации топлива

Результаты расчета эффектов реактивности и оценка методической составляющей погрешности

Как уже отмечалось ранее, все получаемые по инженерным кодам расчетные результаты должны сопровождаться оценкой составляющих погрешностей [15] и, в частности, методической составляющей, связанной с приближениями, принятыми

- в программе при реализации решения уравнения переноса нейтронов (транспортная поправка);
- при построении трехмерной расчетной модели активной зоны реактора – гетерогенная структура ТВС и СУЗ.

Методическая составляющая погрешности рассчитывается из результатов сравнения расчетов, выполненных по инженерным кодам (в нашем случае это МОСТ) и прецизионным кодам (в нашем случае это MMKKENO). Для этого были выполнены расчеты эффектов реактивности с использованием групповой системы констант БНАБ-93 [16]:

- расчет 1: модуль МОСТ – расчет в 26-ти группах, элементы активной зоны описаны в гомогенном представлении;

Расчетные исследования эффектов реактивности в тяжелых авариях с учетом процессов кипения натрия, плавления оболочек твэлов и топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности

• расчет 2: программа для ЭВМ MMKKENO – расчет в 299-ти группах в Р5-приближении, элементы активной зоны описаны в гомогенном представлении. Статистическая погрешность составляет $\pm 0,00003$.

• расчет 3: программа для ЭВМ MMKKENO – расчет в 299 группах в Р5-приближении, элементы активной зоны (ТВС и СУЗ) описаны в гетерогенном представлении (гетерогенно выделены твэлы и пэлы соответственно). Статистическая погрешность составляет $\pm 0,00003$.

В таблицах 3, 4 представлены результаты расчета отобранных эффектов реактивности для описанных моделей активной зоны с оксидным и нитридным смешанным уран-плутониевым топливом. В 3-м столбце таблиц представлены результаты расчета эффектов реактивности с использованием нейтронно-физического модуля МОСТ, в 4-ом – транспортная поправка, определяемая по результатам сравнения расчета 2 и 1, в 5-ом – полная методическая поправка, определяемая по результатам сравнения расчетов 3 и 1.

Таблица 3

Результаты расчета методической составляющей погрешности для модели с оксидным топливом

№	Эффект реактивности	МОСТ, % $\Delta k_{эф}/k$	Транспортная поправка	Полная методическая поправка
1	Аксиальное расширение топлива (твэлов)	-0,04	-0,01	0,00
2	Натриевый плотностной	0,04	0,07	0,05
3	Натриевый пустотный	0,26	0,26	0,11
4	Обусловленный плавлением и перемещением оболочек твэлов	0,22	0,02	0,03
5	Суммарный доплер-эффект	-0,52	0,00	-0,01
6	Обусловленный плавлением и перемещением расплава топлива	-3,44	0,04	-0,03
7	Непредвиденное извлечение органов СУЗ	-1,64	-0,05	0,17

Красным цветом выделены поправки, которые необходимо учитывать при расчетах с помощью кодов, использующих диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов

Выводы

Для повышения качества нейтронно-физических расчетов важно учитывать методические поправки при расчетах с помощью кодов, которые используют диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов.

Из анализа результатов расчетов можно сделать вывод о том, что методические поправки необходимо учитывать при расчете следующих эффектов реактивности:

- натриевый пустотный эффект реактивности $+0,05\% \Delta k/k$;
- натриевый плотностной эффект реактивности $+0,11\% \Delta k/k$;
- эффективность органов СУЗ -15% отн.

Таблица 4

Результаты расчета методических составляющих погрешности для модели с нитридным топливом

№	Эффект реактивности	МОСТ, % $\Delta k_{эф}/k$	Транспортная поправка	Полная методическая поправка
1	Аксиальное расширения топлива (твэлов)	-0,04	0,00	0,00
2	Натриевый плотностной	0,02	0,07	0,06
3	Натриевый пустотный	0,43	0,32	0,20
4	Обусловленный плавлением и перемещением оболочек твэлов	0,31	0,02	0,02
5	Суммарный доплер-эффект	-0,86	0,00	0,00
6	Обусловленный плавлением и перемещением продуктов диссоциации нитридного топлива	-2,26	0,04	-0,02
7	Обусловленный выходом азота из нитридного топлива	1,40	0,04	0,07
8	Непредвиденное извлечение органов СУЗ	-0,90	-0,01	0,10

Красным цветом выделены поправки, которые необходимо учитывать при расчетах с помощью кодов, использующих диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов

Остальные эффекты реактивности можно рассчитывать, используя диффузионное приближение.

Литература

1. Girault N., Cloarec L., Laborde L., Lebel L., Herranz L., Bandini G., Perez-Martin S., Ammirabile L., Spengler C., Buck M., Fargès B., Pomerouly S. Main outcomes from the JASMIN project: development and validation of ASTEC-Na for severe accident simulation in Na-cooled fast reactors. In Proc. Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg (Russian Federation), June 26–29, 2017, IAEA-CN245-324.

2. Bubelis E., Tosello A., Pfrang W., Schikorr M., Mikityuk K., Panadero A.-L., Martorell S., Ordóñez J., Seubert A., Lerchl G., Stempniewicz M., Alcaro F., De Geus E., Delmaere T., Pomerouly S., Wallenius J. System codes benchmarking on a low sodium void effect SFR heterogeneous core under ULOF conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 2017;320:325–345. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.06.015>

3. Uchibori A., Sonehara M., Aoyagi M., Takata T., Ohshima H. Development of Integrated Severe Accident Analysis Code, SPECTRA for Sodium-cooled Fast Reactor. In Proc. Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future (FR22), Vienna, April 19–22, 2022, IAEA-CN291-21.

4. Анфимов А.М., Кузнецов Д.В., Кирилов И.Н., Чалый Р.В., Рыжов Н.И., Семенов В.Н., Фокин А.Л. Использование кода СОКРАТ-БН для обоснования проекта БН-1200. В сб. V Межд. научно-техн. конф. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», Москва, АО «НИКИЭТ», 2018, с. 810–819. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=39545708> (дата обращения 11.04.2025).

5. Усов Э.В., Бутов А.А., Чухно В.И., Климонов И.А., Кудашов И.Г., Жданов В.С., Прибатурин Н.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф. Учет пространственных эффектов при расчете тяжелых аварий с помощью интегрального кода ЕВКЛИД/V2. *Атомная энергия*. 2019;127(1):3–8. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2580> (дата обращения 15.04.2025).

6. Перегудов А.А., Соломонова Н.В., Щекотова Л.А., Забродская С.В., Леванова М.В., Перегудова О.О., Бурьевский И.В., Дмитриев Д.В., Аверченкова Е.П. Расчетный анализ тяжелой аварии на АЭС с быстрым реактором с натриевым теплоносителем. *Атомная энергия*. 2024;136(3–4):83–89. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5377> (дата обращения 11.04.2025).

7. Raskach K., Volkov A., Lemasson D., Solomonova N., Moryakov A., Yakunin A. 2D and 3D Numerical Investigations of Sodium Boiling in Sodium Cooled Fast Reactor with MOX Fuel and Low Sodium Void Reactivity Effect during Unprotected Loss of Flow Accidents. *Nuclear Engineering and Design*. 2021;372:110961–110975. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110961>

8. Экспертный совет по аттестации программных средств НЦТ ЯРБ. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «COREMELT» № 627 от 28.11.2024. URL: https://www.secnrs.ru/expertise/software-review/База_аттестационных_паспортов_июнь_2025.pdf (дата обращения 01.06.2025).

9. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Код для связанных расчетов тяжелых аварий для активной зоны реактора на быстрых нейтронах с ЧНУП топливом с натриевым теплоносителем» (ТАРКОН) № 2023619798 от 16.05.2023. URL: https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2023619798&TypeFile=html (дата обращения 05.04.2025).

10. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Нейтронно-физический модуль для расчета тяжелых аварий в быстрых натриевых реакторах с активной зоной с разными типами топлива» (МОСТ) № 2024610742 от 12.01.2024. URL: https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2024610742&TypeFile=html (дата обращения 05.04.2025).

11. Усов Э.В., Чухно В.И., Кудашов И.Г., Сычева Т.В. Модель для расчета скорости диссоциации нитридного топлива при высоких температурах. *Теплофизика высоких температур*. 2020;58(2):238–243. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?doi=10.31857/S0040364420020192> (дата обращения 06.04.2025).

12. Baranov V.G., Tenishev A.V., Kuzmin R.S., Pokrovskiy S.A., Mikhalechik V.V., Astafyev V.A., Taubin M.L., Solntseva E.S. Thermal stability investigation technique for uranium nitride. *Annals of Nuclear Energy*. 2016;87(2):784–792. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.09.023>

13. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении. Препринт ФЭИ-2887. Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ, 2001, 27 с.

14. Белов С.Б., Киселев А.В., Марова Е.В., Фаракшин М.Р., Фролов В.М., Малышева И.В., Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Стогов В.Ю., Цибуля А.М., Алексеев П.Н., Бояринов В.Ф., Зизин М.Н., Невиница В.А., Тимошинов А.В., Фомиченко П.А. Результаты верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200. *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов*. 2014;4:66–76. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=22905474> (дата обращения 06.04.2025).

15. Перегудов А.А., Теплухина Е.С., Цибуля А.М. Методика оценки константных и технологических погрешностей при расчете нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов. В сб. докладов «Научно-практической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2011)». Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ, 2011, т. 1, с. 213.

16. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы*. 1996;1:59–98.

Поступила в редакцию 01.04.2025
После доработки 24.11.2025
Принята к опубликованию 12.05.2026

Авторы

Аверченкова Елизавета Павловна, инженер-исследователь,

E-mail: epraverchenkova@ippe.ru

Перегудов Антон Александрович, начальник департамента расчетных исследований безопасности АЭС, к.т.н.,

E-mail: aperegudov@ippe.ru

Соломонова Наталья Владимировна, научный сотрудник,

E-mail: solomonova@ippe.ru

Щекотова Людмила Александровна, научный сотрудник,

E-mail: lasch@ippe.ru

Хомяков Юрий Сергеевич, начальник отдела науки, д.ф.-м.н.,

E-mail: YSeKhomyakov@rosatom.ru

Чернухина Юлия Валерьевна, старший научный сотрудник

E-mail: YuVChernukhina@rosatom.ru

Волков Андрей Викентьевич, главный эксперт по безопасности РУ, к.ф.-м.н.,

E-mail: AndrVirVolkov@rosatom.ru

Швецов Юрий Евгеньевич, главный эксперт по безопасности РУ, к.т.н.,

E-mail: shyue@pnproryv.ru

UDC 629.039.58

Computational Studies of Reactivity Effects in Severe Accidents, Accounting for Sodium Boiling, Fuel Cladding Melting, and Fuel Melting in a High-Power Sodium-Cooled Fast Reactor

Averchenkova E.P.¹, Peregudov A.A.¹, Solomonova N.V.¹, Schekotova L.A.¹,
Khomyakov Yu.S.², Chernukhina Yu.V.², Volkov A.V.², Shvetsov Yu.E.²

¹ IPPE JSC,

1 Bondarenko Sq., 249033, Obninsk, Kaluga reg., Russia

² Proryv JSC,

2/8, room 7 Malaya Krasnoselskaya Str., 107140 Moscow, Russia

Abstract

The development of fast neutron reactors is an important step in the implementation of a closed fuel cycle. The design of new and operation of existing power units requires a detailed approach to justifying their safety. An important section of the safety analysis report for any power unit is the calculation analysis of accidents that could lead to severe radiation consequences – beyond design basis accidents. The article presents the results of computational studies of reactivity effects and their methodological components of error in a severe beyond design basis accident accompanied by boiling of sodium in the core, melting of steel and fuel assemblies in a high-power fast reactor with sodium coolant. Today, virtually all neutronic codes simulating severe reactor accidents use

a diffusion approach to solving the neutron transport equation. It is important to evaluate the methodological error component introduced by this approach. For this purpose, a comparison was made of the reactivity effects obtained using the neutron-physical module MOST and the MMKK computer program, which use the diffusion method for solving the neutron equation and the Monte Carlo method, respectively. Two test models of the core of a high-power fast reactor with sodium coolant and loaded with oxide and nitride mixed uranium-plutonium fuel were selected as the calculation model.

Keyword: beyond design basis accident, sodium coolant, reactivity effects, error assessment, diffusion codes, precision codes, accidents, MOX fuel, SNUP fuel, neutronics calculations, methodological amendments.

For citation: Averchenkova E.P., Peregudov A.A., Solomonova N.V., Schekotova L.A., Khomyakov Yu.S., Chernukhina Yu.V., Volkov A.V., Shvetsov Yu.E. Computational Studies of Reactivity Effects in Severe Accidents, Accounting for Sodium Boiling, Fuel Cladding Melting, and Fuel Melting in a High-Power Sodium-Cooled Fast Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;2:238–253. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.16> (in Russian).

References

1. Girault N., Cloarec L., Laborde L., Lebel L., Herranz L., Bandini G., Perez-Martin S., Ammirabile L., Spengler C., Buck M., Fargès B., Pomerouly S. Main outcomes from the JASMIN project: development and validation of ASTEC-Na for severe accident simulation in Na-cooled fast reactors. In Proc. Inter. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg (Russian Federation), June 26–29, 2017, IAEA-CN245-324.
2. Bubelis E., Tosello A., Pfrang W., Schikorr M., Mikityuk K., Panadero A.-L., Martorell S., Ordóñez J., Seubert A., Lerchl G., Stempniewicz M., Alcaro F., De Geus E., Delmaere T., Pomerouly S., Wallenius J. System codes benchmarking on a low sodium void effect SFR heterogeneous core under ULOF conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 2017;320:325–345. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.06.015>
3. Uchibori A., Sonehara M., Aoyagi M., Takata T., Ohshima H. Development of Integrated Severe Accident Analysis Code, SPECTRA for Sodium-cooled Fast Reactor. In Proc. Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future (FR22), Vienna, April 19–22, 2022, IAEA-CN291-21.
4. Anfimov A.M., Kuznetsov D.V., Kirilov I.N., Chalyy R.V., Ryzhov N.I., Semenov V.N., Fokin A.L. Using the SOKRAT-BN code to justify the BN-1200 project. In Proc. V International Scientific and Technical Conference “Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power”, Moscow, JSC NIKIET Publ., 2018, pp. 810–819. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=39545708> (accessed Apr.11, 2025) (in Russian).
5. Usov E.V., Butov A.A., Chukhno V.I., Klimonov I.A., Kudashov I.G., Zhdanov V.S., Pribaturin N.A., Mosunova N.A., Strizhov V.F. 3D EVKLID/V2 Code Aided Simulation of Severe Accidents. *Atomic Energy*. 2019;127(1):1–7. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00575-5>
6. Peregudov A.A., Solomonova N.V., Schekotova L.A., Zabrodskaya S.V., Levanova M.V., Peregodova O.O., Buryevskiy I.V., Dmitriev D.V., Averchenkova E.P. Calculation analysis of a severe accident at a nuclear power plant with a sodium-cooled fast reactor. *Atomic Energy*. 2024;136(3–4):101–109. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01138-z>
7. Raskach K., Volkov A., Lemasson D., Solomonova N., Moryakov A., Yakunin A. 2D and 3D Numerical Investigations of Sodium Boiling in Sodium Cooled Fast Reactor with MOX Fuel and Low Sodium Void Reactivity Effect during Unprotected Loss of Flow Accidents. *Nuclear Engineering and Design*. 2021;372:110961–110975. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110961>

8. Expert Council for certification of NTC NRS software tools. Attestation passport of the computer program «COREMELT», no. 627 dated 28.11.2024. URL: https://www.secncs.ru/expertise/software-review/База_аттестационных_паспортов_июнь_2025.pdf (accessed Jun. 1, 2025) (in Russian).

9. Certificate of registration of the computer program «Code for Connected Calculations of Severe Accidents for the Core of a Fast Neutron Reactor with Nitride Fuel with a Sodium Coolant» (TARCON), no. 2023619798 dated 16.05.2023. URL: https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2023619798&TypeFile=html (accessed Apr. 5, 2025) (in Russian).

10. Certificate of registration of the computer program «Neutron Physics Module for Calculation of Severe Accidents in Sodium Fast Reactors with Cores with Different Types of Fuel» (MOST), no. 2024610742 dated 16.05.2023. URL: https://new.fips.ru/registers-doc-view/fips_servlet?DB=EVM&DocNumber=2024610742&TypeFile=html (accessed Apr. 5, 2025) (in Russian).

11. Usov E.V., Chukhno V.I., Kudashov I.G., Sycheva T.V. Model for the Calculation of the Dissociation Rate of Nitride Fuel at High Temperatures. *High Temperature*. 2020;58:222–226. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0018151X20020194>

12. Baranov V.G., Tenishev A.V., Kuzmin R.S., Pokrovskiy S.A., Mikhailchik V.V., Astafyev V.A., Taubin M.L., Solntseva E.S.. Thermal stability investigation technique for uranium nitride. *Annals of Nuclear Energy*. 2016;87(2):784–792. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.09.023>

13. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiulya A.M. Program Complex CONSYST/MMKKENO for Calculation of Nuclear Reactors by Monte Carlo Method in Multigroup Approximation with Scattering Indicatrices in Rp Approximation. Obninsk, IPPE, Preprint-2887. 2001, 27 p. (in Russian).

14. Belov S.B., Kiselyov A.V., Marova E.V., Farakshin M.R., Frolov V.M., Malysheva I.V., Peregudov A.A., Semyonov M.Yu., Stogov V.Yu., Tsiulya A.M., Alekseev P.N., Boyarinov V.F., Zizin M.N., Nevinitsa V.A., Timoshinov A.V., Fomichenko P.A. Results of the verification of the computer codes used for analysis of the BN-1200 reactor core neutronics. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Seriya: Fizika yadernikh reaktorov*. 2014;4:66–76 URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=22905474> (accessed Apr. 6, 2025) (in Russian).

15. Peregudov A.A., Teplukhina E.S., Tsiulya A.M. Methodology for Estimation of Constant and Technological Errors in Calculation of Neutron-Physical Characteristics of Fast Reactors. Proc. of the Scientific and Practical Conference “Neutronic and Physical Problems of Nuclear Energy (Neutronics-2011)”. Obninsk, IPPE, 2011;1:213 (in Russian).

16. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiulya A.M. BNAB-93 group data library. Part 1: Nuclear data for calculation of neutron and photon radiation fields. *VANT. Series: Nuclear Constants*. 1996;1:59–98 (in Russian).

Authors

Elizaveta P. Averchenkova, research engineer,

E-mail: epaverchenkova@ippe.ru

Anton A. Peregudov, head of department of calculated safety research of NPP, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: aperegudov@ippe.ru

Natalia V. Solomonova, researcher ,

E-mail: solomonova@ippe.ru

Lyudmila A. Schekotova, researcher,

E-mail: lasch@ippe.ru

Yurij S. Khomyakov, Head of Science Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: YSeKhomyakov@rosatom.ru

Yulia V. Chernukhina, senior research,

E-mail: YuVChernukhina@rosatom.ru

Andrej V. Volkov, Chief Expert on reactor safety, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: AndrVikVolkov@rosatom.ru

Yurij E. Shvetsov, Chief Expert on reactor safety, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: shyue@pnproryv.ru