

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ НА БЕЗОПАСНОСТЬ БЫСТРОГО НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

Ю.М. Ашурко, К.А. Андреева, И.В. Бурьевский, А.В. Волков,
В.А. Елисеев, А.В. Егоров, И.А. Кузнецов, Л.В. Коробейникова,
В.И. Матвеев, Н.В. Соломонова, Ю.С. Хомяков, А.Н. Царапкина
ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. 249033, Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Проанализирован процесс протекания запроектной аварии ULOF для различных вариантов активной зоны реактора БН-1200 с МОКС-топливом. Показано, что во всех рассмотренных вариантах разрушения активной зоны не происходит, хотя возможны кипение теплоносителя и разгерметизация твэлов. Введение в активную зону воспроизводящей прослойки повышает ее самозащищенность.

Ключевые слова: быстрые реакторы, безопасность, запроектная авария ULOF, кипение натрия, натриевый пустотный эффект реактивности.

ВВЕДЕНИЕ

Разработчики проектов быстрых натриевых реакторов неоднократно обращались к анализу и обсуждению проблемы положительного натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и его влияния на безопасность реактора. Одним из эффективных решений, направленных на снижение положительного НПЭР, которое принято в проекте реактора БН-800, является создание так называемой «натриевой полости» над активной зоной. Это увеличивает утечку нейтронов в случае удаления натрия из активной зоны и вводит отрицательную реактивность [1]. Натриевая полость располагается на месте верхнего торцевого экрана и представляет собой пустые чехлы ТВС. Аналогичное решение принято и в новом проекте реактора большой мощности БН-1200 [2].

Выполненные ранее расчеты аварии ULOF для реактора типа БН-1200 с МОКС-топливом показали сильную зависимость характера протекания аварийного процесса и его последствий от степени детализации пространственного описания эффектов реактивности в активной зоне. В данной работе была использована более точная методика учета неаддитивности пространственных эффектов реактивности, обусловленных удалением натрия из различных областей активной зоны, что позволяет более корректно моделировать характер изменения реактивности в ходе развития аварийного процесса и, соответственно, более точно предсказывать его последствия.

Следует отметить, что в проекте реактора БН-1200 наряду с двумя независимыми

© Ю.М. Ашурко, К.А. Андреева, И.В. Бурьевский, А.В. Волков, В.А. Елисеев, А.В. Егоров, И.А. Кузнецов, Л.В. Коробейникова, В.И. Матвеев, Н.В. Соломонова, Ю.С. Хомяков, А.Н. Царапкина, 2014

штатными системами аварийной защиты (автоматически срабатывающими при отключении энергоснабжения) предусмотрены две дополнительные пассивные системы защиты на различных принципах срабатывания – гидравлически взвешенные стержни и стержни, срабатывающие при превышении температуры. Они предназначены для управления запроектной аварией ULOF в случае отказа штатной аварийной защиты. Тем не менее, в целях демонстрации высокого уровня самозащищенности реактора БН-1200 рассматривается гипотетическая ситуация, в которой постулируется отказ и всех органов пассивной аварийной защиты.

Расчетные исследования были проведены для двух вариантов активной зоны БН-1200 на смешанном оксидном топливе:

- базового (с гомогенной активной зоной),
- модернизированного (с аксиальной воспроизводящей прослойкой).

ИССЛЕДОВАНИЯ БАЗОВОГО ВАРИАНТА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Активная зона реактора БН-1200 имеет малую высоту (85 см) при большом диаметре (~418 см, $H/D = 0,2$), над активной зоной располагается натриевая полость высотой 40 см, а над ней – верхняя борная защита. Активная зона в R - Z -геометрии представлена на рис. 1. Основные исходные параметры даны в табл. 1.

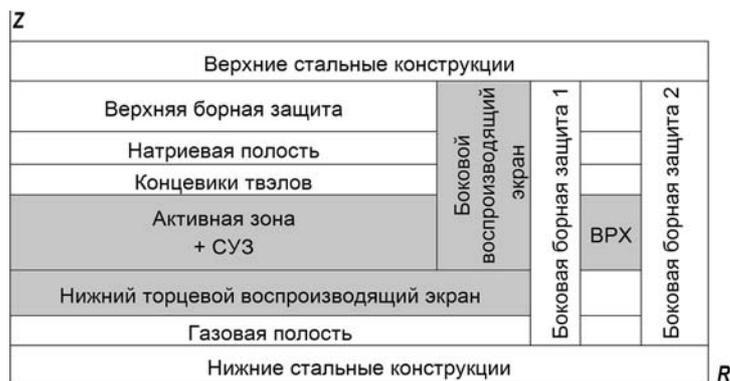


Рис. 1. Базовая модель активной зоны БН-1200 с натриевой полостью

Таблица 1

Исходные параметры базового варианта активной зоны

Тепловая мощность реактора БН-1200, МВт	2900
Длительность кампании, эфф. сут	5×330
Вид топлива	UO ₂ +PuO ₂
Эффективная плотность топлива в твэлах, г/см ³	9,2
Воспроизводящий материал	UO ₂ (обедненный)

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА НПЭР

Расчеты НПЭР проводились по двум кодам:

- TRIGEX – инженерный код для расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов в диффузионном приближении и трехмерной GEX - Z -геометрии;
- MMKKENO – прецизионный код для расчета характеристик реакторов методом Монте-Карло с индикатрисами рассеяния в P_{∞} -приближении. В обоих кодах используются мультигрупповая библиотека констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST.

В расчетах по MMKKENO использовалось детальное (потвэльное) описание эле-

ментов активной зоны как в радиальном, так и в вертикальном направлениях. Статистическая точность расчета $k_{эфф}$ составляла 0,01% $\Delta k/k$, точность расчета НПЭР – 0,014% $\Delta k/k$. В расчетах НПЭР натрий не удалялся из РО СУЗ.

Исследования показали, что

- удаление натрия только из активной зоны дает положительный эффект, линейно зависящий от плотности натрия; результаты его расчета по диффузионным и транспортным кодам практически совпадают;

- удаление натрия из полости дает отрицательный нелинейный по высоте эффект; результаты его расчета по транспортным кодам показывают более положительную величину (на $\sim 0,2\% \Delta k/k$), чем по диффузионным;

- НПЭР (удаление натрия из натриевой полости, концевиков твэлов и активной части ТВС) является результатом сложения этих двух эффектов, нелинейно зависит от плотности натрия и имеет слабopоложительное значение.

Нелинейность эффективности натрия в натриевой полости (НП) можно проиллюстрировать следующим образом. Разбив натриевую полость на четыре вертикальных слоя толщиной по 10 см, определим НПЭР при удалении натрия из них по двум сценариям:

- натрий последовательно удаляется сначала из верхней четверти НП, затем – из половины НП, далее – из зоны высотой 30 см и, наконец, из всей НП;

- натрий удаляется только из каждого слоя НП.

Из таблицы 2 видно, что наибольшую ценность натрий имеет в верхнем слое НП, граничащем с верхней борной защитой, а наименьшую – в нижнем слое, граничащем с активной зоной.

Таблица 2

Зависимость НПЭР от последовательности удаления натрия из различных слоев НП

Слой с удалением натрия	Сценарий 1 (% $\Delta k/k$)	Сценарий 2 (% $\Delta k/k$)
1	-0,34	-0,34
2	-0,56	-0,21
3	-0,72	-0,12
4	-0,86	-0,07

Для получения исходных данных, необходимых для расчета аварии типа ULOF, были рассмотрены два сценария удаления натрия из реактора, соответствующие возможным сценариям развития кипения.

Первый (упрощенный) сценарий предполагает начало кипения в верхней части активной зоны и его распространение вверх, а затем и вниз. Для этого активная зона по высоте была разбита на три слоя (сверху вниз): А31, А32, А33 высотой 30, 25, 30 см соответственно. Осушение происходит в следующем порядке:

- натрий удаляется из верхнего слоя активной зоны высотой 30 см;
- область осушения распространяется вверх на концевики твэлов;
- область осушения распространяется в натриевую полость;
- область осушения захватывает верхнюю борную защиту;
- область осушения распространяется вниз; сначала захватывается центральный слой активной зоны, затем – нижний;
- натрий удаляется из нижнего торцевого экрана.

Изменение НПЭР для предложенного сценария удаления натрия представлено на рис. 2, по оси абсцисс отложены этапы осушения реактора. Можно видеть систематическое расхождение в величинах НПЭР, полученных по TRIGEX и ММККЕНО, которое достигает максимума в случае удаления натрия из верхней трети активной зоны и всех вышеле-

жащих областей (~0.3% Dk/k).

Второй (подробный) сценарий осушения реактора предполагает последовательное удаление натрия нарастающим порядком из радиальных зон реактора, начиная от его центра, при этом внутри каждой радиальной зоны происходит последовательное осушение по первому сценарию.

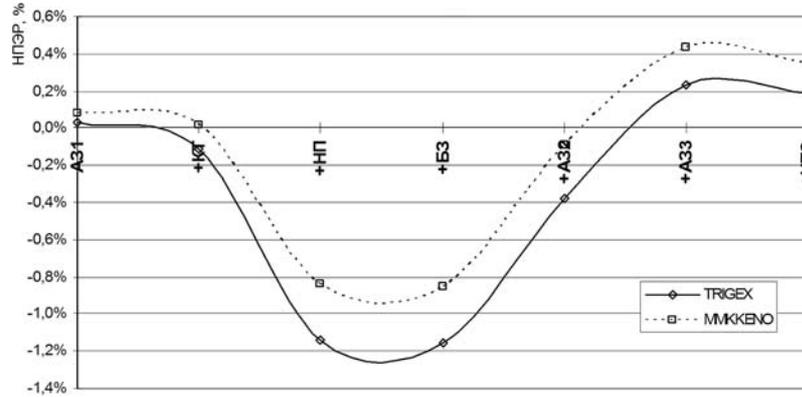


Рис. 2. Изменение НПЭР (% $\Delta k/k$) при первом сценарии опустошения реактора

Для этого расчетная модель реактора была разбита на семь радиальных зон со следующим количеством ТВС:

радиальная зона	1	2	3	4	5	6	7
количество ТВС	30	42	60	90	60	66	84

При таком сценарии получается пульсирующее развитие пустотного эффекта реактивности, соответствующее реальному развитию кипения теплоносителя (рис. 3). По оси абсцисс отложены радиальные подзоны (от центра), при этом внутри каждой подзоны осушение реактора происходит по первому сценарию. На этом же рисунке показано развитие пустотного эффекта реактивности и для другого варианта активной зоны – с воспроизводящей прослойкой.

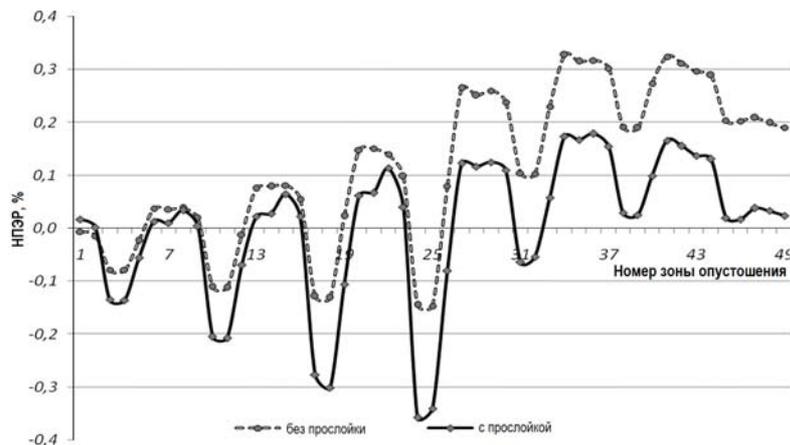


Рис. 3. Развитие пустотного эффекта реактивности по второму сценарию, % $\Delta k/k$

АКТИВНАЯ ЗОНА С АКСИАЛЬНОЙ ГЕТЕРОГЕННОСТЬЮ

Для увеличения самозащитенности реактора в авариях типа ULOF применяется модифицированный вариант активной зоны с аксиальной прослойкой из двуокиси обеденного урана [1]. Прослойка толщиной 20 см располагается в центральной плоскости

активной зоны и занимает только центральную ее часть, два периферийных ряда ТВС не содержат прослойки. Это приводит к увеличению вертикальной утечки нейтронов и, соответственно, к росту отрицательной компоненты НПЭР. Дополнительное снижение НПЭР происходит вследствие дальнейшего обогащения топлива.

Прослойка формирует специфическое вертикальное распределение тепловыделений в активной зоне, причем благодаря ее выравнивающему действию максимальное тепловыделение оказывается меньше, чем в традиционной (гомогенной) компоновке.

Анализируя развитие пустотного эффекта реактивности для такого варианта активной зоны (в сравнении с базовым вариантом) (см. рис. 3), можно видеть, что по мере развития кипения кривая реактивности для варианта с прослойкой располагается ниже кривой для базового варианта.

НПЭР является интегральным и предельным проявлением плотностного коэффициента реактивности (ПКР), поэтому он должен коррелировать с плотностным эффектом. Пример такой корреляции представлен на рис. 4; по оси абсцисс (как и на рис. 3) отложены области вскипания теплоносителя.

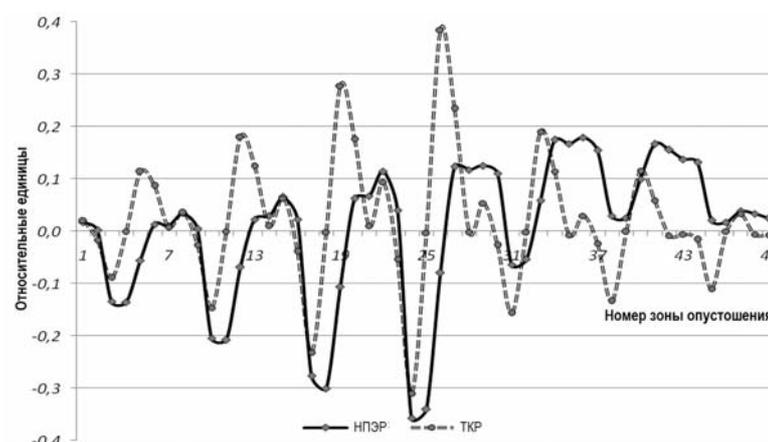


Рис. 4. Корреляция НПЭР и плотностного эффекта реактивности при развитии кипения по второму сценарию (активная зона с прослойкой)

Из рисунка видно, что плотностной коэффициент реактивности (локальная характеристика) имеет более резкий и сложный ход. Для НПЭР как для интегральной характеристики эти скачки сглаживаются.

Сравнивая температурно-мощностные эффекты реактивности варианта с прослойкой и базового варианта, можно отметить, что вариант с прослойкой имеет большую (на 4 % отн.) доплеровскую составляющую температурного коэффициента реактивности, но существенно (на 11 % отн.) меньшую доплеровскую составляющую мощностного коэффициента; почти вдвое меньшую положительную натриевую составляющую температурного коэффициента, но вдвое большую (по абсолютной величине) отрицательную составляющую мощностного коэффициента.

В результате интегральный температурно-мощностной эффект реактивности в базовом и гетерогенном вариантах оказывается практически одинаков, но его составляющие отличаются очень существенно, что сказывается на протекании запроектных аварий.

АНАЛИЗ ПРОТЕКАНИЯ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ ТИПА ULOF ДЛЯ РЕАКТОРА БН-1200

Исследования самозащищенности различных вариантов активной зоны БН-1200 в аварии ULOF проводились и ранее [2, 3]. При этом самозащищенность трактовалась как

сохранение целостности конструкции реактора (без расплавления активной зоны) при возможном кипении натрия. Постепенно уровень проработки реактора БН-1200 повышался, что потребовало проверки полученных ранее результатов.

Расчетные исследования аварийного процесса выполнялись с помощью кода COREMELT, в составе которого использовался нейтронно-физический модуль точечной кинетики с распределенными параметрами. Активная зона (432 ТВС) в расчетной модели разбивалась на 21 канал. В обоих вариантах число ТВС и радиальное разбиение секторов совпадают. Расчетная сетка теплогидравлики согласована с сеткой расчета НПЭР. Детальность описания первого контура реактора упрощена, количество расчетных точек определялось возможностями вычислительной техники. На опускном участке теплоносителя моделировались одновременно теплообменники и насосы первого контура и описывались изменения параметров теплоносителя на входе в активную зону, обусловленные выбегами насосов и естественной циркуляцией теплоносителя. Принималось консервативное предположение, что авария ULOF происходит при работе реактора на номинальной мощности в конце микрокампании, когда в топливе наибольшее остаточное тепловыделение.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОТЕКАНИЯ АВАРИЙ

Началом аварии является отключение главных циркуляционных насосов первого и второго контуров и снижение их скорости по законам свободного выбега. При этом постулируется, что ни один из поглощающих стержней, включая пассивные, не вводится в активную зону. Изменение мощности реактора определяется только температурными эффектами реактивности.

В расчетах учитывались доплеровский и плотностной эффекты реактивности, а также эффект аксиального расширения топлива. Эффекты реактивности, связанные с радиальным расширением напорного коллектора, изгибом ТВС активной зоны и с температурным расширением приводных штанг СУЗ, в расчетах не учитывались.

После отключения насосов и снижения расхода активная зона разогревается, что определяет отрицательные значения эффектов реактивности. Все эффекты реактивности остаются отрицательными до закипания натрия, поэтому мощность реактора снижается до 0,5 в базовом варианте и до 0,55 в варианте с прослойкой. Соответственно в варианте с прослойкой номинальные подогревы теплоносителя немного выше, чем в базовом, и натрий закипает примерно на 4 с раньше.

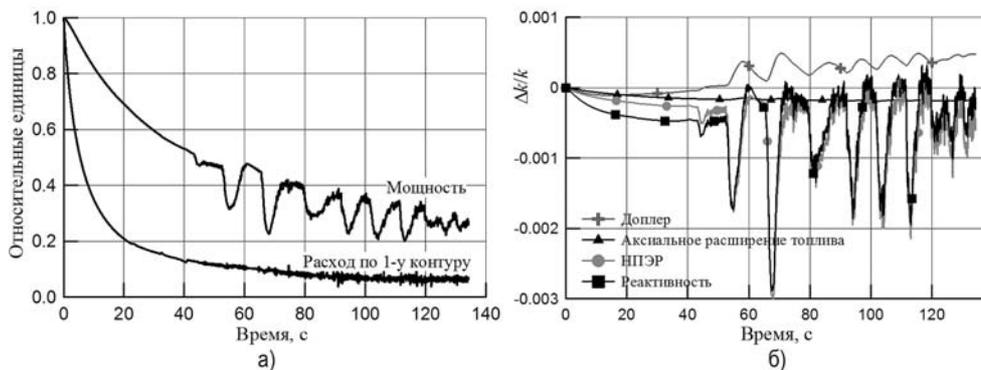


Рис. 5. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Базовый вариант: а) относительная мощность и относительный расход по первому контуру; б) эффекты реактивности

В базовом варианте закипание натрия происходит на 43-й секунде в верхней части активной зоны. Кипение начинается в наиболее напряженном канале в верхней части пучка твэлов, где НПЭР отрицателен, что приводит к дополнительному снижению мощ-

ности реактора (рис. 5а, б). Далее зона кипения увеличивается (рис. 6а), всплывающие пузыри конденсируются в недогретом до кипения теплоносителе, что приводит к пульсациям расхода.

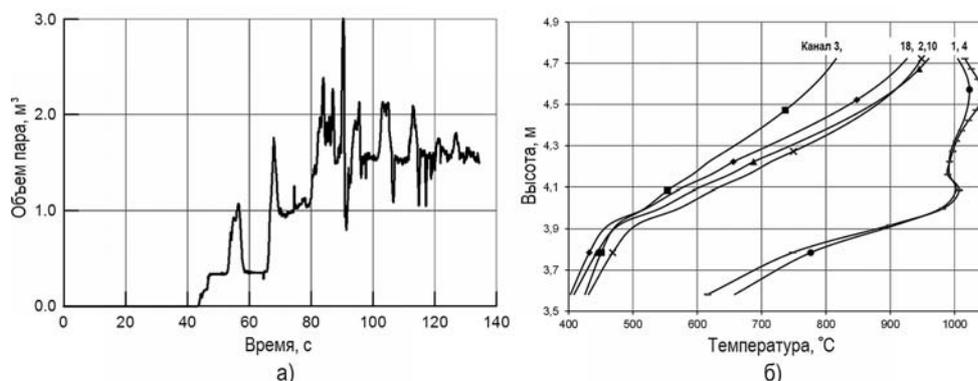


Рис. 6. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Базовый вариант: а) объем пара; б) температура оболочек по высоте твэлов в расчетных каналах на 134-й секунде

Постепенно твэлы в напряженном канале нагреваются, и нижняя граница кипения смещается вниз, в область положительного НПЭР. На 47-й секунде закипают следующие каналы, интенсивность кипения в которых невелика. Кипение в них приводит к вводу отрицательного НПЭР и снижению мощности. Мощность падает до 0,3, что снижает интенсивность кипения в наиболее напряженном канале, а в остальных каналах кипение прекращается. В дальнейшем подобные события повторяются. Постоянно кипит только наиболее напряженный канал. Другие каналы периодически вскипают, и мощность реактора в минимуме снижается до 0,2. Картина не меняется и после полной остановки насосов на 120-й секунде.

Основной вклад в изменение реактивности вносит НПЭР. В начале кипения НПЭР отрицателен, затем, когда область кипения достигает центра активной зоны, он приближается к нулю. В менее напряженных каналах происходит периодическое вскипание натрия, при этом НПЭР становится резко отрицательным, что приводит к прекращению кипения.

Средняя температура топлива повышается только в наиболее напряженных каналах, где происходит кипение. В остальных каналах топливо остывает, поэтому суммарный доплер-эффект меняется слабо и в целом положителен. Температура оболочек твэлов в наиболее напряженных каналах на 134-й секунде достигает 1000°C, в остальных каналах она заметно ниже (рис. 6б).

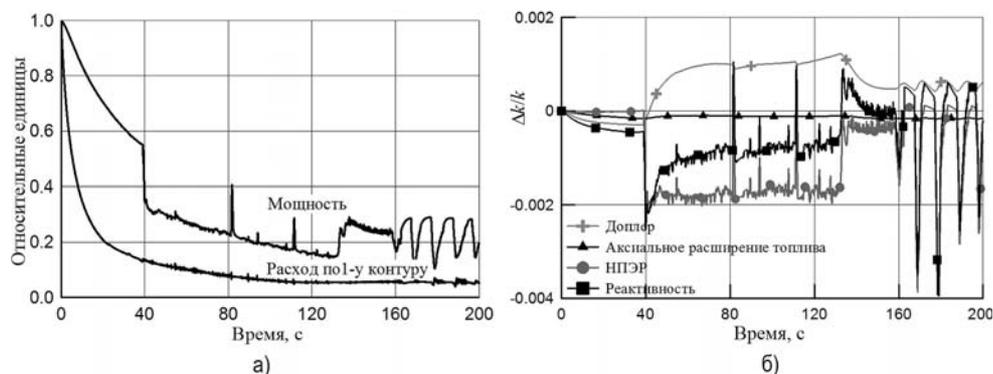


Рис. 7. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Вариант с прослойкой: а) относительная мощность и относительный расход по первому контуру; б) эффекты реактивности

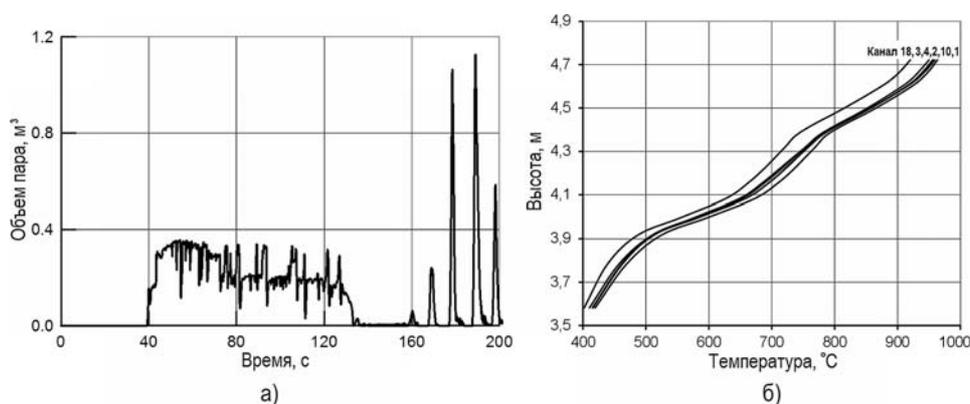


Рис. 8. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Вариант с прослойкой: а) объем пара; б) температура оболочек по высоте твэлов в расчетных каналах на 180-й секунде

В варианте с прослойкой кипение возникает также в верхней части активной зоны. В центральной плоскости активной зоны находится «холодная» прослойка, которая препятствует проникновению кипения к центру активной зоны (в область положительного НПЭР), поэтому НПЭР долго остается отрицательным (рис. 7б), и мощность реактора снижается (рис. 7а). Но когда кипение в напряженном канале прекращается, пустотный эффект становится нулевым и мощность резко возрастает, соответственно, кипение возобновляется в прежнем объеме. В целом в варианте с прослойкой объем кипения заметно меньше (рис. 8а), а температура оболочек твэлов – ниже (рис. 8б).

После остановки насосов на 120-й секунде продолжается периодическое вскипание натрия в отдельных каналах. Интенсивность кипения в наиболее напряженных каналах такова, что кризиса теплообмена не происходит, соответственно плавление оболочек твэлов и разрушение активной зоны не происходит, но возможна разгерметизация твэлов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетные исследования наиболее неблагоприятного сценария запроектной аварии типа ULOF подтвердили эффективность натриевой полости для обеспечения самозащитенности реактора большой мощности БН-1200.

Введение в активную зону аксиальной прослойки из обедненного урана демонстрирует дальнейший потенциал повышения ее самозащитенности, что приводит к

- значительно (в два раза) меньшему объему кипения теплоносителя;
- большему запасу до кризиса теплообмена в кипящих ТВС;
- большему снижению мощности реактора при вскипании натрия.

Дальнейшие проработки должны быть нацелены на исследование чувствительности полученных результатов к неопределенности расчетных параметров и на подтверждение достаточности запаса до кризиса теплообмена.

Литература

1. Matveev V.I, Chebescov A.N., Cerny V.A et al. Studies, development and justification of core with zero sodium- void reactivity effect of the BN-800 reactor / International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1. - PP. 1-45; 1-59.
2. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А. и др. Исследование влияния пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия. – 2010. - Т.108. - Вып.4. - С.230-235.
3. Poplavsky V. et al. Studies on Influence of Sodium Void Reactivity Effect on the Concept of the Core and Safety of Advanced Fast Reactor // Journal of Nuclear science and Technology. - 2011. -

V.48. - № 4. - P.538-546.

4. Волков А.В., Кузнецов И.А., Швецов Ю.Е. Расчет кипения натрия при аварии быстрого реактора с учетом распределенности параметров по сечению ТВС: Препринт ФЭИ-2787. Обнинск, 1999.

Поступила в редакцию 16.01.2013 г.

Авторы

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории, канд. техн. наук

E-mail: ashurko@ippe.ru

Андреева Кристина Андреевна, младший научный сотрудник

Бурьевский Иван Васильевич, старший научный сотрудник

Волков Андрей Викентьевич, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: volkov@ippe.ru

Елисеев Владимир Алексеевич, начальник лаборатории, канд. техн. наук

E-mail: elisee@ippe.ru

Егоров Александр Владимирович, младший научный сотрудник

E-mail: aegorov@ippe.ru

Кузнецов Игорь Алексеевич, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук

E-mail: igor@ippe.ru

Коробейникова Людмила Викторовна, старший научный сотрудник

E-mail: lkorobeynikova@ippe.ru

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: matveev@ippe.ru

Соломонова Наталья Владимировна, научный сотрудник

E-mail: solomonova@ippe

Хомяков Юрий Сергеевич, советник директора ИЯРиТ, доктор физ.-мат. наук

E-mail: khomyakov@ippe.ru

Царапкина Александра Николаевна, инженер 2-й категории

UDC: 621.039.526

INVESTIGATION OF THE SVRE INFLUENCE ON THE SAFETY OF LARGE SIZE SODIUM FAST REACTOR

Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Bur'evsky I.V., Volkov A.V., Eliseev V.A., Egorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov Yu.S., Tsarapkina A.N.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The article provides analysis of ULOF type BDBA for different designs of BN-1200 reactor core with MOX fuel. The design feature of the reactor core is the presence of sodium plenum above the fuel area, significantly reducing SVRE, similarly to what was done earlier in the BN-800 reactor. SVRE calculations were carried out by two codes:

- TRIGEX – engineering code for fast reactors neutronics calculations in the diffusion approximation and three-dimensional GEX-Z geometry;
- MMKKENO – precision code for reactor characteristics calculation by Monte Carlo method.

Multigroup data library ABBN-93 and data preparation system CONSYST are used in the two codes.

Studies have shown that sodium removal from the core only gives positive effect linearly dependent on the density of sodium. The results of calculation obtained by the diffusion and transport codes are in a good agreement. Sodium removal from the plenum gives a negative effect, which is nonlinear over height. The results of its calculation by the transport codes show higher (by $\sim 0.2\% \Delta k/k$) positive value than that obtained by diffusion method. To increase inherent reactor safety in ULOF type accidents, a modified core design with axial layer of depleted uranium dioxide was also studied.

Computational studies on the worst conceivable scenario of ULOF type BDBA confirmed the effectiveness of sodium plenum to ensure inherent safety of the large size reactor. Introduction of depleted uranium axial layer into the core would further increase reactor inherent safety.

Key words: fast reactors, safety, ULOF accident, sodium boiling, sodium void reactivity effect.

REFERENCES

1. Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny V.A et al. Studies, development and justification of core with zero sodium-void reactivity effect of the BN-800 reactor. International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1, pp. 1-45; 1-59 (in Russian).
2. Poplavsky V.M., Matveev V.I., Eliseev V.A. Issledovanie vliyaniya pustotnogo effekta reaktivnosti na tehniko-ekonomicheskie karakteristiki i bezopasnost perspektivnogo bystrogo reaktora. *Atomnaya energiya*. 2010, v. 108, no. 4, pp. 230-235 (in Russian).
3. Poplavsky V. et al. Studies on Influence of Sodium Void Reactivity Effect on the Technical and Economic Characteristics and Safety of Advanced Fast Reactor. *Journal of Nuclear science and Technology*. 2011, v. 48, no 4, pp. 538-546.
4. Volkov A.V., Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu. E. Raschet kipeniya natriya pri avarii bystrogo reaktora s uchetom raspredelennosti parametrov po secheniyu TVS: Preprint FEI-2787. Obninsk, 1999 (in Russian).

Authors

Ashurko Yury Mikhailovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering),
E-mail: ashurko@ippe.ru

Andreeva Kristina Andreevna, Junior Researcher

Bur'evsky Ivan Vasil'evich, Senior Researcher

Volkov Andrej Vikent'evich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: volkov@ippe.ru

Eliseev Vladimir Alexeevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: eliseev@ippe.ru

Egorov Alexandr Vladimirovich, Junior Researcher
E-mail: aegorov@ippe.ru

Kuznetsov Igor Alexeevich, Cand. Sci. (Engineering), Leading Researcher
E-mail: igor@ippe.ru

Korobeynikova Liudmila Viktorovna, Senior Researcher
E-mail: lkorobeynikova@ippe.ru

Matveev Vyacheslav Ivanovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: matveev@ippe.ru

Solomonova Natalia Vladimirovna, Researcher
E-mail: solomonova@ippe

Khomyakov Yuriy Sergeevich, Director Adviser, Institute of Nuclear Reactors and Thermal Physics, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: khomyakov@ippe.ru

Tsarapkina Alexandra Nikolaevna, Engineer (2-nd category)