

ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ КАК ГАРАНТЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРЕДЕЛЬНОЙ МОЩНОСТИ ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА

А.В. Данилычев*, Д.Г. Елистратов*, В.Ю. Стогов*, Т.М. Буренкова**

** ГИЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

*** Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*



Для активной зоны с основополагающими габаритами реактора типа БН-1600 анализируются ограничения на предельную мощность, вызываемые специфическим распределением компонент реактивности обратной связи. Рассматривается влияние этих компонент на самозащищенность большого натриевого реактора к определяющим его безопасность авариям. Выделена наиболее опасная авария, для которой исследуется пространственное профилирование доплер-эффекта, позволяющее приблизиться к постулируемой мощности.

ВВЕДЕНИЕ

Успешная эксплуатация реакторов на быстрых нейтронах, включая российские (БОР-60, БН-350, БН-600), продемонстрировала высокую степень безопасности, что переводит последнюю в разряд первоочередных характеристик в вопросе коммерциализации перспективных их проектов. При таком подходе разработка БН нового поколения исходит из принципа самозащищенности как наиболее актуальной задачи проектирования. Самозащищенность - достаточно емкое понятие, на каждом этапе разработки включающее в себя последовательные уровни представления разработчиком основных рассматриваемых технических решений. Различие этих уровней подразумевает некоторую иерархию умозаключений по выбору критериев безопасности. При такой градации поступательного движения - от простейших критериев к сложным моделям обоснования - исключается волюнтаризм исходных предпосылок, приводящих на начальной стадии к неоправданно высоким оценкам уровня безопасности. В частности, в рамках упрощенного предварительного подхода самозащищенность отождествляют с удовлетворением требований к группе интегральных характеристик активной зоны: равенству нулю пустотного эффекта и эффекта выгорания [1,2]. Эти «ограничения», в принципе соответствуя положениям ПБЯ [3], представляют собой только самые первичные критерии и не определяют самозащищенность активных зон БН, представляемую ниже в наиболее общем смысле. В дальнейшем под самозащищенностью постулируется возмож-

ность прохождения реактором основных аварийных ситуаций только за счет внутренне присущих активной зоне физических параметров безопасности - коэффициентов реактивности. При этом не должны быть превышены допустимые пределы по температурам материалов и изменение их агрегатного состояния.

ТРЕБОВАНИЯ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ К КОЭФФИЦИЕНТАМ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ КОМПОНОВКЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В контексте принятого термина самозащищенности достижение требуемого ее уровня в реакторах БН нового поколения большой прогнозируемой мощности (1200-1600 МВт) подразумевает рассмотрение следующих этапов:

- анализ соответствия предлагаемой разработки требованиям ПБЯ (упрощенный подход к безопасности);
- выявление наиболее опасной аварии для концептуального реактора в соответствии с принимаемыми критериями самозащищенности;
- определение ограничений, накладываемых (с учетом теплофизики твэла) на основные характеристики активной зоны, в том числе на мощность и теплотехнические параметры, присущие реактору компоненты реактивности обратной связи.

Регламентация сводом нормативных документов основных положений по безопасности акцентирована на требования к физическим характеристикам активных зон [3]. Из ПБЯ РУ АС следует, что любые эффекты реактивности, включая вводимые органами СУЗ, не должны вызывать неконтролируемого роста энерговыделения, приводящего к превышению проектного предела повреждений твэлов. При этом коэффициенты реактивности по температуре и плотности натрия должны быть отрицательны. Соответственно в основу ограничений на эффекты реактивности, связанных с самозащищенностью, в БН заложены предварительные условия обеспечения безопасности [1,2]:

- снижение запаса реактивности на выгорание ($0 < \Delta\rho_{\text{выг}} < 0,5\beta_{\text{эфф}}$) ограничивает введение реактивности, вызываемой «самоходом» стержней СУЗ; в том числе и за счет введения аксиальной внутренней зоны воспроизводства (ВЗВ) [2];
- достижение нулевого или отрицательного значения натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и компоненты реактивности, связанной с изменением плотности и температуры натрия (требования ПБЯ).

Указанные предварительные требования в большом БН определяют композиционный состав и компоновку активной зоны. Для минимизации эффекта выгорания в таком реакторе (прототип - реактор типа БН-1600) должна быть обеспечена объемная доля топлива >0.45 . Для удовлетворения требований по натриевой плотностной компоненте при данной доле топлива должны выполняться определенные компоновочные решения: высота активной зоны большого БН не должна превосходить 80 см при расположении над ней натриевой полости ~50 см (рис.1). Предпочтение отдается нитриднему топливу, в том числе и из-за меньших рабочих температур, определяемых теплопроводностью.

Традиционно для реакторов на быстрых нейтронах реактивность обратной связи представляется в виде суммы ее компонент, представленных в табл.1 для существующих и разрабатываемых БН. Часть из них зависит непосредственно от температуры натрия (натриевая плотностная компонента ТКР_{Na} и компонента радиального расширения активной зоны ТКР_{RAD}). Вторая часть связана с температурой топлива: доплеровская компонента ТКР_{D} и компонента аксиального расширения топлива ТКР_{Ax} . Такое представление сложилось для БН исторически и, отражая условия баланса реактивности для определения требуемой эффективности

органов СУЗ, формально соответствует требованиям ПБЯ. В области больших объемов (мощностей) основные коэффициенты реактивности выпадают [4]. Это свидетельствует о том, что при одинаковом составе и компоновке активной зоны реакторы мощностью 1200-1600 МВт могут иметь близкие значения наиболее важных коэффициентов реактивности. И тип наиболее опасной аварии будет идентичным для целого класса БН большой мощности.

Из табл.1 видно, что даже при наличии натриевой полости, обеспечивающей неположительность НПЭР в возможной области выкипания натрия, принятая система представления компонент реактивности обратной связи, через совокупность температурных коэффициентов реактивности (TKP_i), не соответствует требованиям ПБЯ РУ АЭС. Так для концептуальных проработок большого быстрого реактора (типа БН-1200-1600) натриевая плотностная компонента TKP_{Na} может оказаться близкой к нулю, но в пределах возможной погрешности расчета положительной. Однако в аварийных процессах с разогревом натрия эта компонента реактивности обратной связи при наличии натриевой полости и с учетом аксиального про-

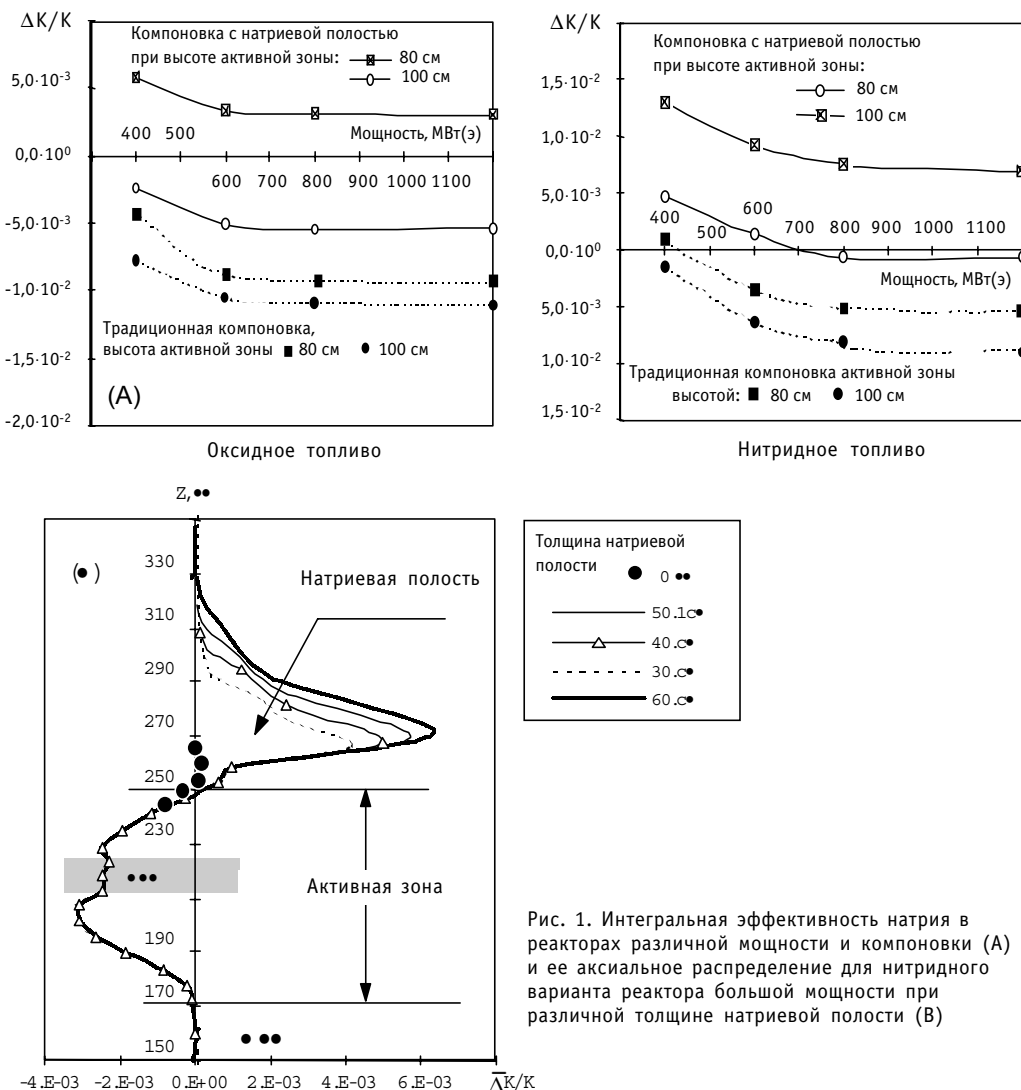


Рис. 1. Интегральная эффективность натрия в реакторах различной мощности и компоновки (А) и ее аксиальное распределение для нитридного варианта реактора большой мощности при различной толщине натриевой полости (В)

Таблица 1

Компоненты реактивности обратной связи в БН, $10^{-5}\Delta K/K$ /град.

А) ДЕЙСТВУЮЩИЕ РЕАКТОРЫ И ИХ МОДИФИКАЦИИ				
Компоненты реактивности, зависящие от	РЕАКТОР			
	БН-350	БН-600		
	(UO ₂)	Существующая зона (UO ₂)	Оружейный РУ ^{*)}	Энергетический РУ ^{*)}
Температуры натрия:				
- На-плотностная	-0.22	-0.12	-0.26	-0.21
-радиальное расширение	-0.81	-0.75	-1.16	-1.07
-расширение штанг СУЗ	-0.13	-0.12		
Температуры топлива:				
-доплеровская	-1.32	-1.59	-1.07	-1.07
-аксиальное расширение	-0.20	-0.13	-0.17	-0.16
Суммарный ТКР	-2.68	-2.71	-2.78	-2.63
Температурный эффект, %ΔK/K	-0.42	-0.37	-0.35	-0.35
Мощностной эффект, %ΔK/K	-0.8	-0.82	-0.64	-0.65
В) ПРОЕКТИРУЕМЫЕ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕАКТОРЫ				
	БН-800 ^{*)}	БН-1300-БН-1600 ^{*)}		
Температуры теплоносителя:	PuUO ₂	PuUO ₂	PuN ₁₅	PuN ₁₄
- натриевая плотностная	-0.01	0.255	0.312	0.144
-радиальное расширение	-0.94	-0.70	-0.78	-0.73
-расширение штанг СУЗ	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13
Температуры топлива:				
-доплеровская	-1.34	-1.16	-1.09	-1.21
-аксиальное расширение	-0.23	-0.086	-0.035	-0.043
Суммарный ТКР	-2.65	-1.82	-1.72	-1.97
Температурный эффект, %ΔK/K	-0.336	-0.345	-0.33	-0.37
Мощностной эффект, %ΔK/K	-0.82	-0.46	-0.45	-0.46

^{*)} Реакторы с натриевой полостью

филя температур и эффективности натрия (так называемая подогревная компонента мощностного эффекта) отрицательна и незначительна по величине. При этом вся суммарная компонента реактивности, связанная с температурой теплоносителя (по аналогии с реакторами ВВЭР и в соответствии с требованиями ПБЯ) всегда остается отрицательной ($TKR_{Na} + TKR_{RAD} < 0$).

Субъективность подхода к самозащищенности на основе только значений НПЭР и эффекта выгорания не позволяет судить о потенциальных возможностях реактора. Ниже показано, что для выбранной компоновки (состав и размеры активной зоны) мощность ее ограничивается комплексной совокупностью компонент реактивности обратной связи и предельными линейными нагрузками. Это ограничение напрямую связано с выбором определяющей аварии.

ВЫБОР ОПРЕДЕЛЯЮЩЕЙ АВАРИИ ПРИ ОБОСНОВАНИИ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ БОЛЬШОГО РЕАКТОРА

Подробное рассмотрение протекания и последствий всех аварий и их совокупности с помощью основополагающих сложных динамических кодов (например, [5,6]) на стадии концептуальных проработок выбора активной зоны нерационально. Даже при использовании упрощенных динамических программ [7] получаемый объем информации уже для основных аварийных ситуаций достаточно велик для обработки и выработки тактических решений.

Для оценки самозащищенности при компоновочных проработках на основе подобных упрощенных динамических кодов можно ограничиться одной из аварий, охватывающей выбранные в качестве критериев определенные принимаемые разработчиком предельные последствия (например, кипение натрия и/или плавление топлива).

Тип такой аварии определяется связью теплогидравлических параметров твэла (через его диаметр и тип используемого топлива) и набором присущих активной зоне коэффициентов реактивности. Эта совокупность может быть различной для каждой конкретной компоновки и мощности, следовательно, может оказаться различной и определяющая авария. В такой постановке коэффициенты реактив-

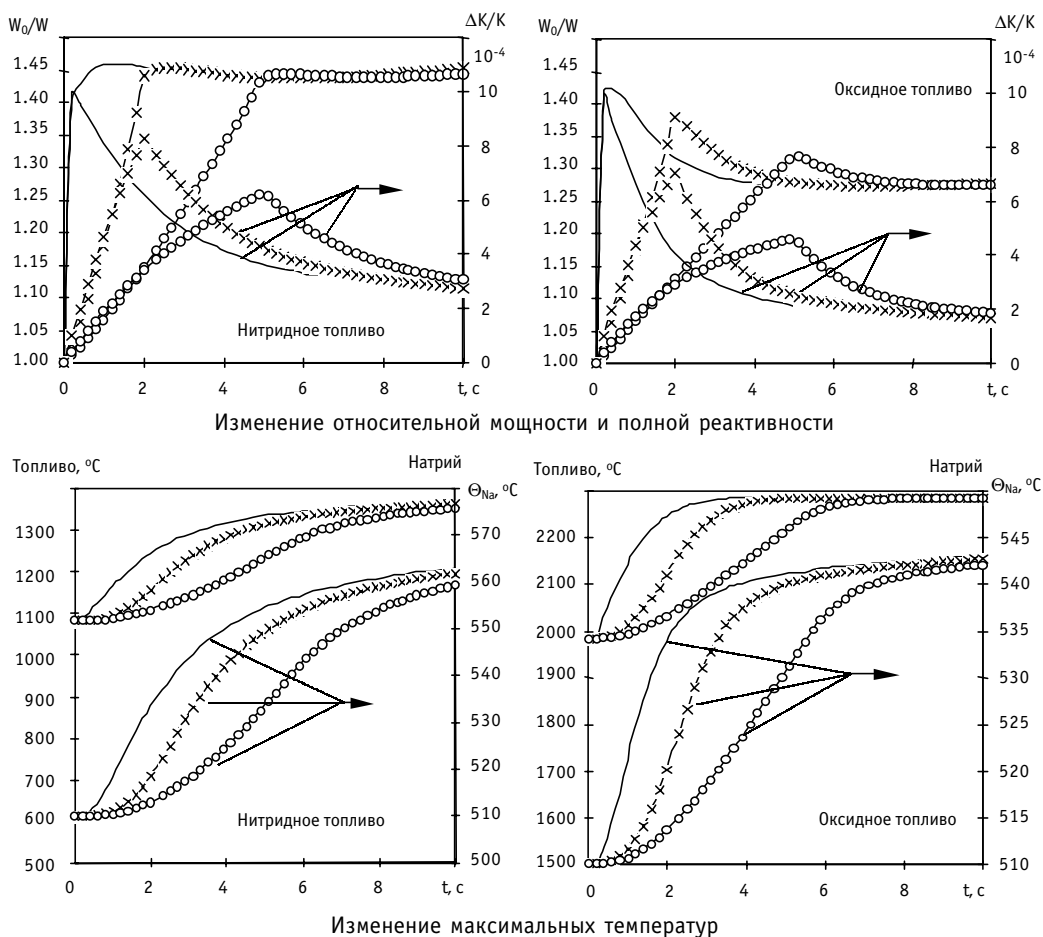


Рис. 2. Поведение основных параметров в реакторе типа БН-1300 при линейном вводе внешней реактивности $+0.001 \Delta K/K$ с различной скоростью: — мгновенный скачок; —x— ввод за 2 с; —o— ввод за 5 с

ности играют важную роль в описании аварийной ситуации, причем вклад отдельных компонент реактивности обратной связи в каждой конкретной аварии различен [8]. Выбор определяющей аварии позволит сократить число вариантов динамических расчетов при предварительном выборе активной зоны. Ниже на примере модели БН большой мощности (~1600 МВт[2]), рассматриваемого как базовый вариант концептуальной его проработки, демонстрируется выбор основной аварии. При обосновании безопасности реакторов БН постулируются следующие аварийные ситуации (и их совокупность):

- ввод внешней реактивности,
- изменение входной температуры натрия на входе в активную зону,
- потеря расхода по I контуру (отключение насосов I контура).

Для БН каждая авария, рассматриваемая независимо, имеет различные по опасности последствия. Применительно к аварии с вводом реактивности (УТОР) в реакторах БН проанализированы различные ее источники. Для большого реактора 1300-1600 МВт продемонстрировано, что в большинстве реальных ситуаций возникающие возмущения реактивности не превосходят значений $\sim 0,15\% \Delta K/K$, что соизмеримо со значением, постулируемым проектными требованиями для аварии типа УТОР при несанкционированных перемещениях регулирующих стержней. Расчет аварии УТОР в исследуемом реакторе типа БН-1600 для нитридного и оксидного топлива представлен на рис.2. При одинаковой величине внешнего возмущения меньшее значение доплеровской компоненты в реактивности обратной связи у нитридного топлива (см. табл.1). Это определяет для него больший всплеск мощности в аварии УТОР. Однако низкие стартовые температуры и большая аккумулирующая теплоспособность нитридного топлива обеспечивают запас до температуры его плавления, больший, чем у оксидного топлива.

В области реальных возмущений по реактивности ($\sim 0,1-0,15\% \Delta K/K$) максимальные температуры материалов в большом реакторе не превосходят допустимых значений в области рассматриваемых линейных нагрузок:

Линейная нагрузка	Максимальная температура натрия	Максимальная температура топлива
$q_l = 350 \text{ Вт/см}$ (мощность 1300 МВт)	$\Theta_{Na}^{\max} = \begin{cases} 545^\circ \text{C} - \text{окись} \\ 560^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$	$T_{fuel}^{\max} = \begin{cases} 2250^\circ \text{C} - \text{окись} \\ 1340^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$
$q_l = 450 \text{ Вт/см}$ (мощность 1500 МВт)	$\Theta_{Na}^{\max} = \begin{cases} \sim 800^\circ \text{C} - \text{окись} \\ \sim 820^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$	$T_{fuel}^{\max} = \begin{cases} 2670^\circ \text{C} - \text{окись} \\ 1450^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$

Вариация линейной нагрузки (непосредственно мощности при выбранной компоновке) выполнена в связи с тем, что предварительному условию минимального эффекта выгорания и НПЭР могут соответствовать различные диаметры твэлов и, следовательно, различные максимальные линейные нагрузки (рис.3).

Для большого реактора типа БН-1300-1600 с нитридной загрузкой (исходная максимальная линейная нагрузка $q_l \approx 340-380 \text{ Вт/см}$) поведение всех его параметров в аварии УТОР подробно изучалось при введении реактивности $0.2\% \Delta K/K$ за 10 с. Показано [9], что даже с учетом погрешности расчета компонент реактивности обратной связи (от радиального расширения) установившиеся температуры не превышают 820°C для натрия и 1610°C для нитридного топлива. Относительная мощность стабилизируется на уровне $\sim 2,3 \text{ W/W}_{\text{ном}}$ через $\sim 130 \text{ с}$, максимальная суммарная реактивность составляет $\sim 0.1\% \Delta K/K$ на ~ 15 секунде, в дальнейшем реактивность снижается. Таким образом, нитридные активные зоны в аварии УТОР имеют некоторый запас в реактивности обратной связи (в которую максимальный

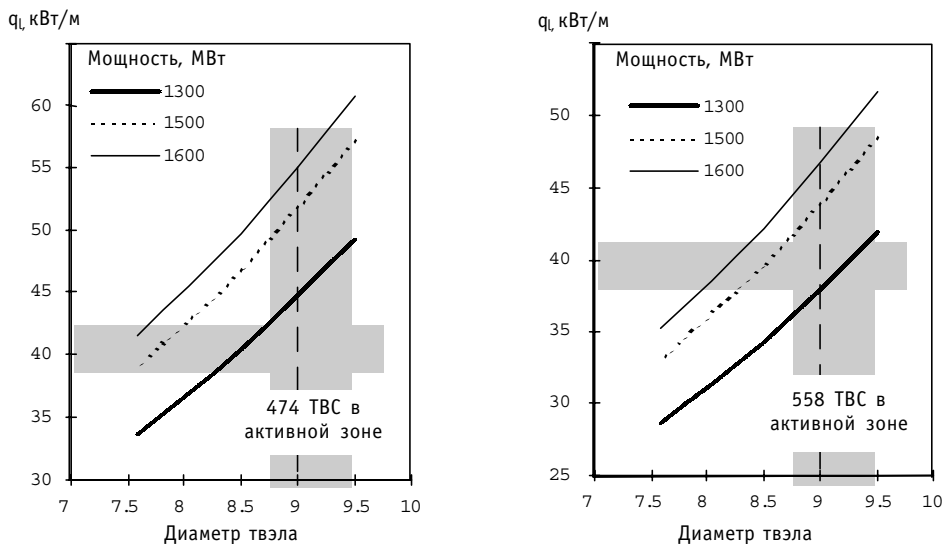


Рис.3. Максимальные линейные нагрузки на твэлы при переменном диаметре твэлов и числе ТВС. Размер ТВС «под ключ» 184х3,5 мм, шаг ТВС 188 мм для твэлов с \varnothing 9,5 мм и 8,5 мм расход естественной циркуляции составляет 3% и 2,7% для 474 ТВС и 3,2% для 585 ТВС [9]

вклад дает доплер-эффект). Частью этого запаса, определяемого компоновкой активной зоны и ее составом, можно пожертвовать при обеспечении самозащитенности в других авариях. Это допускает достаточно широкие вариации диаметра твэлов и линейной нагрузки (мощности активной зоны).

Авария с изменением входной температуры (потеря стока тепла - авария ULONS) демонстрирует следующее. Для реакторов типа БН-800 и БН-1600 с различными компоновками оксидной активной зоны максимальные температуры не достигают критических значений без срабатывания аварийной защиты в модели с полной остановкой насосов второго контура за ~ 40 с (отвод тепла из первого контура осуществляется в начале за счет выбега насосов, а также теплоаккумулирующей способности I контура и теплообменников).

Дальнейший отвод тепла осуществляется от корпуса реактора и через встроенные теплообменники. Итоговые результаты (рис.4) демонстрируют [8], что в подобной аварии аварийная защита не срабатывает по уставкам первого контура, реакторы БН-800 и БН-1600 проходят эту аварию в режиме саморегулирования. Таким образом, авария ULONS не является определяющей по сравнению с авариями UTOP и тем более ULOF.

Для аварии с потерей расхода (ULOF) кипение натрия в реакторе большой мощности возможно при несогласованных величинах реактивности обратной связи и мощности активной зоны (величине линейной нагрузки).

При линейных нагрузках >420 Вт/см наступает кипение натрия на ~ 60 с [10]. Параметрические исследования показали, что для предотвращения кипения с такой линейной нагрузкой отрицательная обратная связь должна быть увеличена на $\sim 0,13\% \Delta K/K$ (в отличие от аварии UTOP, для которой имеется некоторый запас по суммарной реактивности обратной связи). Это ориентирует на дальнейшую оптимизацию компонент реактивности, формирующих обратную связь.

Отрицательность компонент, связанных с температурой натрия, определяет снижение мощности и средней температуры топлива в первой фазе аварии. Это приводит к проявлению положительного доплер-эффекта, тормозящего падение мощности. С другой стороны, достигаемые максимальные температуры напрямую

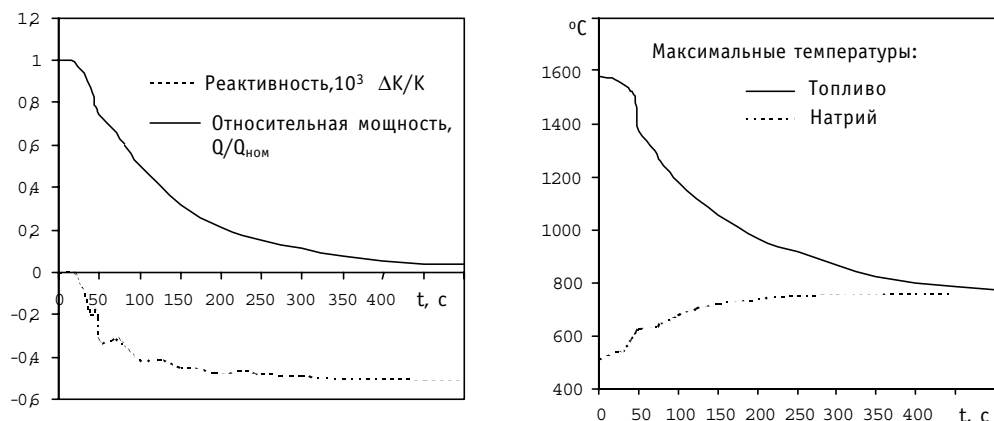


Рис.4. Изменение основных параметров реактора типа БН-1600 с оксидной загрузкой в аварии ULOSH с остановкой насосов II контура за 40 с

связаны с исходными их значениями через линейную нагрузку и диаметр твэла (рис.3). При имеющемся наборе коэффициентов реактивности, определяемом составом и компоновкой активной зоны, величина суммарной реактивности обратной связи проявляется непосредственно через изменения температур, т.е. в конечном итоге задана теплотехническими параметрами и линейной нагрузкой. Для данной аварии, выбранной в качестве максимально опасной для большого БН, нитридные варианты активных зон большого реактора по сравнению с оксидными имеют значительные преимущества по самозащитности [8,9]. При практически равных отрицательных значениях суммы компонент реактивности, связанных с температурой натрия, это объясняется различным вкладом доплер-эффекта. Меньшие значения доплеровской компоненты реактивности в нитридных вариантах обусловлены следующими факторами:

- меньшей величиной непосредственно доплеровской постоянной, что определяется жесткостью спектра (табл.1);

- меньшими исходными значениями температуры топлива и ее изменениями во времени, что определяется большей теплопроводностью нитридного топлива; в этой связи запас температуры топлива (при превосходящей оксид температуре плавления) у нитридного топлива в аварийном процессе выше.

Для выбранной компоновки (состав и размеры активной зоны, для которой были предварительно выполнены упрощенные критерии самозащитности - минимизация эффекта выгорания и пустотного эффекта) мощность реактора может ограничиваться только совокупностью компонент реактивности обратной связи. Для рекомендованных диаметров твэлов (8,5*0.45 мм, 331 твэл в ТВС), обеспечивающих необходимый расход естественной циркуляции, на рис. 5 приведены максимальные температуры натрия в аварии ULOF для различных максимальных линейных нагрузок. Роль используемых здесь теплотехнических параметров первого контура рассмотрена в работе [4], на основании которой выбраны рабочие параметры первого контура: температура натрия на входе в активную зону и его подогрев 390°C и 120°C соответственно, расход естественной циркуляции $G_{ЕЦ} \approx 3\%G_{ном}$, время выбега насосов на уровень $G_{ЕЦ} \sim 120$ с.

Видно, что избежать кипения натрия можно при линейных нагрузках, меньших, чем 380 и 340 Вт/см для нитридного и оксидного топлива. Это соответствует мощности не более 1200-1300 МВтэ для рассмотренного числа ТВС (474 и 558 шт). Таким образом, для выбранной компоновки авария ULOF является определяющей при обосновании самозащитности, внося ограничения на линейную нагрузку, т.е. на

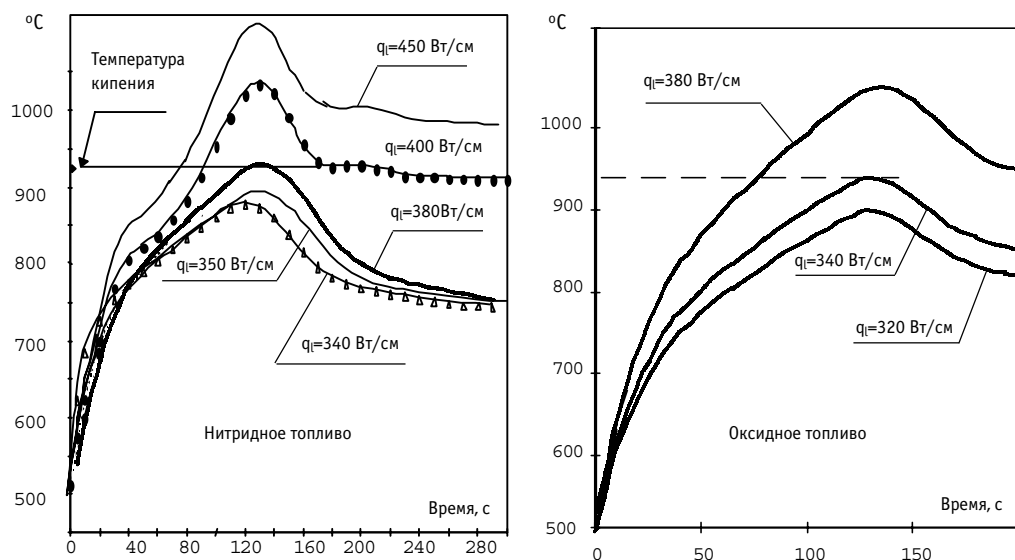


Рис.5. Максимальная температура натрия в аварии типа ULOF при различных значениях максимальной линейной нагрузки (диаметр твэла 9.0 мм)

мощность реактора. Другие аварии таких жестких ограничений не предъявляют.

ПРОСТРАНСТВЕННОЕ ПРОФИЛИРОВАНИЕ ДОПЛЕРОВСКОЙ КОМПОНЕНТЫ РЕАКТИВНОСТИ ОБРАТНОЙ СВЯЗИ

С точки зрения НПЭР введение натриевой полости над активной зоной решило задачу отрицательности эффекта реактивности, связанного с опустошением реактора. В соответствии с требованиями ПБЯ пространственное (аксиальное) профилирование эффективности натрия с введением натриевой полости обеспечивает отрицательность эффекта реактивности, связанного с изменением плотности натрия при его разогреве в аварийных ситуациях.

Уменьшение доплеровской компоненты до разумных пределов, определяемых ограничением на доплер-эффект по условиям аварии УТОР, является благоприятным фактором. В формировании доплер-эффекта участвуют все области активной зоны, доплеровская постоянная в которых в общем случае различна. В то же время и изменения температур топлива в переходных процессах для этих областей также неодинаковы. На рис. 6 приведено изменение аксиальных распределений основных температур в аварии ULOF, демонстрирующее высокий вклад нижней части активной зоны в суммарный доплер-эффект, тормозящий спад мощности реактора. Это объясняется большим подогревом теплоносителя в верхней части зоны, который не дает столь быстро остывать топливу (низкий теплоперепад топливо/натрий). Таким образом, активная зона при наличии ВЗВ представляет собой две подобласти (верхнюю и нижнюю), которые даже при близких значениях в них доплеровской постоянной формируют различные по вкладу доли доплер-эффекта в его суммарную компоненту реактивности.

Возникает возможность влиять на вклады этих областей в реактивность обратной связи за счет профилирования пространственного распределения не только плотностной, но и доплеровской компоненты. Получаемые модификации активной зоны (компоновочные и композиционные) не должны в значительной степени изменять ее основные нейтронно-физические параметры. Вклад доплер-эффекта может быть уменьшен незначительной перекомпоновкой:

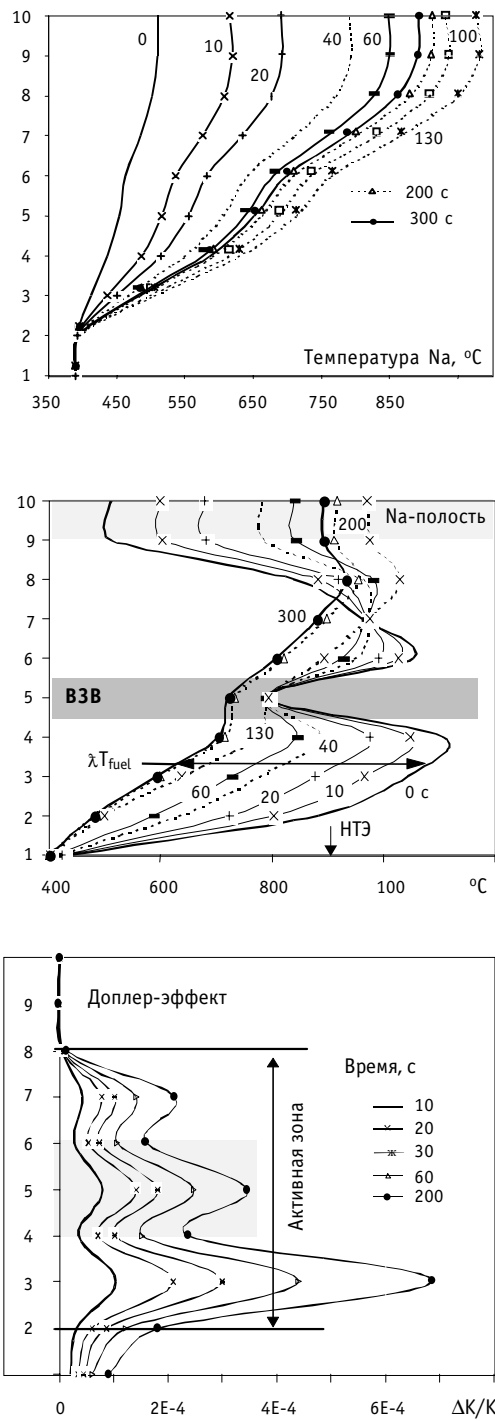


Рис.6. Изменения аксиальных распределений температуры натрия и топлива и доплер-эффекта в аварии ULOF в различных аксиальных слоях толщиной 10 см

- «отказом» от НТЭ (смещение его вниз за газосборники),
- смещением вниз аксиальной внутренней зоны воспроизводства,
- частичным переходом в нижней части ЗМО на топливо без U^{238} .

При смещении аксиальной ВЗВ и НТЭ увеличение доплеровской постоянной в верхней половине активной зоны с избытком компенсируется ее снижением в нижней части. Суммарная по активной зоне доплеровская постоянная практически не изменяется, что очень важно для сохранения самозащитности к аварии с вводом внешней реактивности.

Смещение аксиальной ВЗВ и НТЭ приводит и к уменьшению положительности натриевой плотностной компоненты реактивности в ЗМО с увеличением в эту компоненту отрицательного вклада натриевой полости, облегчая соответствие требованиям ПБЯ.

При смещении НТЭ увеличивается утечка высокоэнергетичных нейтронов из нижней части активной зоны. Происходящее при этом смягчение спектра достигает ВЗВ, увеличивая в ней долю нейтронов в доплеровской области энергий, таким образом, сдвиг НТЭ менее продуктивен, чем сдвиг ВЗВ. Результирующее влияние сдвига аксиальной ВЗВ и НТЭ на максимальную температуру натрия демонстрируется на рис.7 в сопоставлении с традиционным оксидным вариантом загрузки. Максимальная температура натрия снижается на $\sim 30^{\circ}$. Для окиси аналогичный выигрыш дает сдвиг ВЗВ на ~ 8 см. Перенос НТЭ за газосборники увеличивает реактивность обратной связи и переход через максимальную температуру (при некотором ее снижении) происходит быстрее, чем в других вариантах. Сдвиг аксиальной прослойки вниз рекомендован также исходя из пространственной деформации поля энерговыделения при движении органов регулирования, особенно при частичном вводе стержней [11].

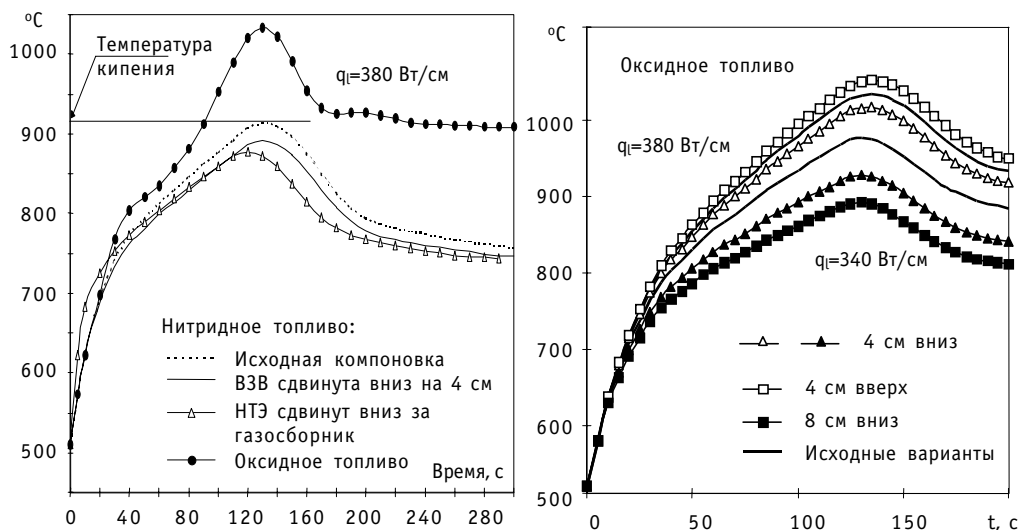


Рис.7. Изменение максимальной температуры натрия в аварии с потерей расхода при сдвиге аксиальной воспроизводящей прослойки

Таким образом, незначительное смещение аксиальной ВЗВ, практически не влияющее на основные интегральные нейтронно-физические параметры активной зоны (линейная нагрузка, критичность, эффект выгорания), может быть использовано для увеличения

- степени самозащитности реактора к аварии типа ULOF при сохранении линейной нагрузки (мощности реактора),

- линейной нагрузки (мощности активной зоны) при неизменности степени самозащитности реактора.

Снижение доплер-эффекта нижней части активной зоны возможно также при частичном введении, по крайней мере, в пределах ЗМО твэлов без топлива (компоновка типа CAPRA) или с топливом без ^{238}U .

Из достаточно большого числа возможных комбинаций на рис. 8 показаны варианты

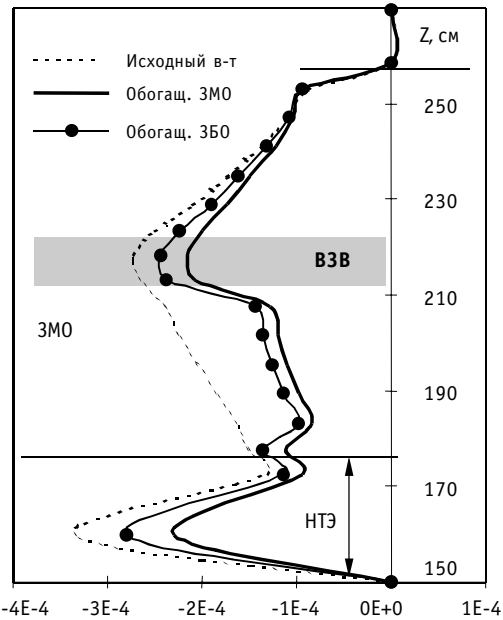
- с заменой в нижней части ЗМО 1/3 твэлов на стальную твэльную трубку, верхняя часть остается неизменной;

- с заменой в 1/3 твэлов нижней части ЗМО топлива на топливо без U^{238} с обогащением топлива ЗМО;

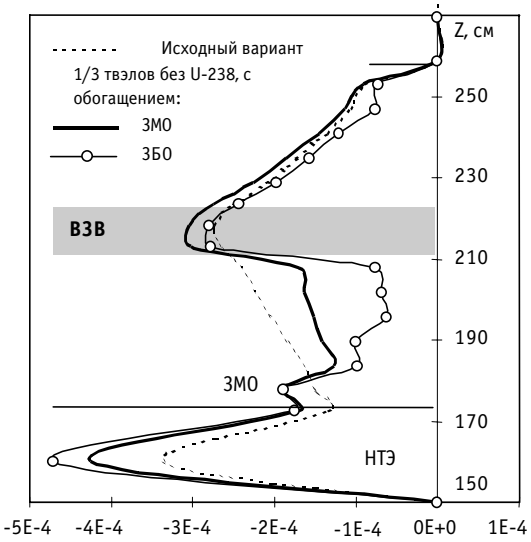
- с заменой в 1/3 твэлов нижней части ЗМО топлива на топливо без U^{238} с обогащением топлива ЗМО.

При выбранных изменениях композиционного состава уменьшается количество воспроизводящего материала (следовательно, воспроизводство вторичного плутония) в нижней половине ЗМО. Для вариантов со стальной трубкой уменьшается также и количество делящегося материала. Оба эти фактора приводят к увеличению эффекта выгорания (табл. 2). Соответственно должна быть изменена эффективность стержней компенсации, что противоречит исходному условию минимизации эффекта от самохода стержня. Либо должен быть уменьшен интервал между перегрузками, что ухудшает экономические показатели реактора.

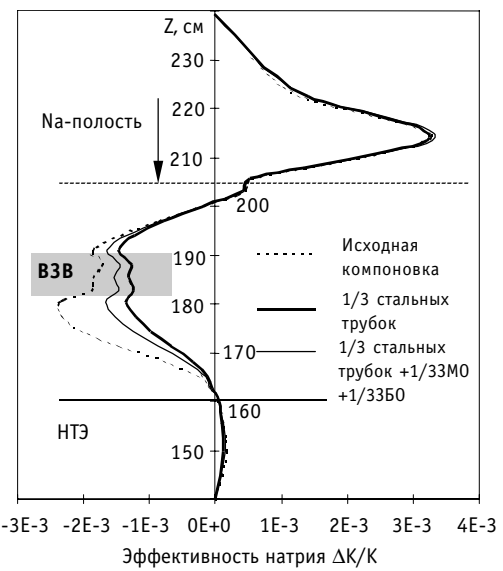
При сохранении исходной критичности, номинальных линейной нагрузки на топливный твэл и подогрева натрия максимальная температура натрия в аварийном процессе снижается (рис.9) в результате достигнутой пространственно-временной перестройки компонент реактивности обратной связи (табл.3). Ее предельное снижение в рассмотренных модификациях первичной компоновки находится на уровне $\leq 100^\circ$ для



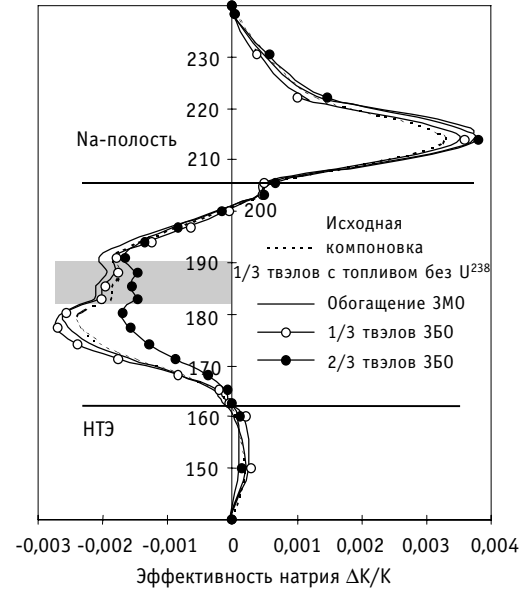
Изменение доплеровской постоянной при переходе к ТВС с 1/3 стальных трубок в нижней части 3МО



Изменение доплеровской постоянной при переходе к 1/3 твэлов без U^{238} в нижней части 3МО



Изменение эффективности натрия при переходе к ТВС с 1/3 стальных трубок в нижней части 3МО



Изменение эффективности натрия при переходе к 1/3 твэл без U^{238} в нижней части 3МО

Рис.8. Влияние композиционного состава нижней части 3МО на аксиальные распределения доплеровской постоянной и эффективности натрия

вариантов со стальной трубкой и $\leq 80^\circ$ для вариантов с топливом без U^{238} . Таким образом, рассмотренные решения оптимального профилирования доплер-эффекта позволяют увеличить степень самозащитенности реактора либо увеличить его интегральную мощность с 1300 до ~ 1500 МВт.

Введение стальной трубки при неизменности обогащения топлива и при сохранении линейной нагрузки и подогрева натрия уменьшает энерговыработку 3МО на $\sim 12\%$ (всей

Таблица 2

Эффект выгорания в модификациях активной зоны с уменьшенным количеством воспроизводящего материала в нижней половине ЗМО (При условии сохранения длительности межперегрузочного интервала)

1/3 твэлов заменена стальной трубкой	
Состав топлива нижней части ЗМО:	Эффект выгорания, %ΔК/К
- все твэлы с обогащением ЗМО	-1,43
- 1/2 твэлов с обогащением ЗМО	-0,58
ИСХОДНАЯ НИТРИДНАЯ ЗОНА	-0,3
1/3 твэлов с топливом без U-238	
- обогащение ЗМО	-0,2
- обогащение ЗМО в 1/3 твэлов	0,67
2/3 твэлов без U-238	
- обогащение ЗМО	-0,765

активной зоны на ~8%), т.е. более безопасные варианты с заменой части твэлов на стальную трубку проигрывают вариантам с топливом без U^{238} с точки зрения эффекта выгорания и наработки мощности активной зоны.

Следует относиться критически к приведенным значениям максимально возможной мощности, полученным с помощью упрощенной динамической программы [3], в которой пространственное распределение коэффициентов реактивности использовалось

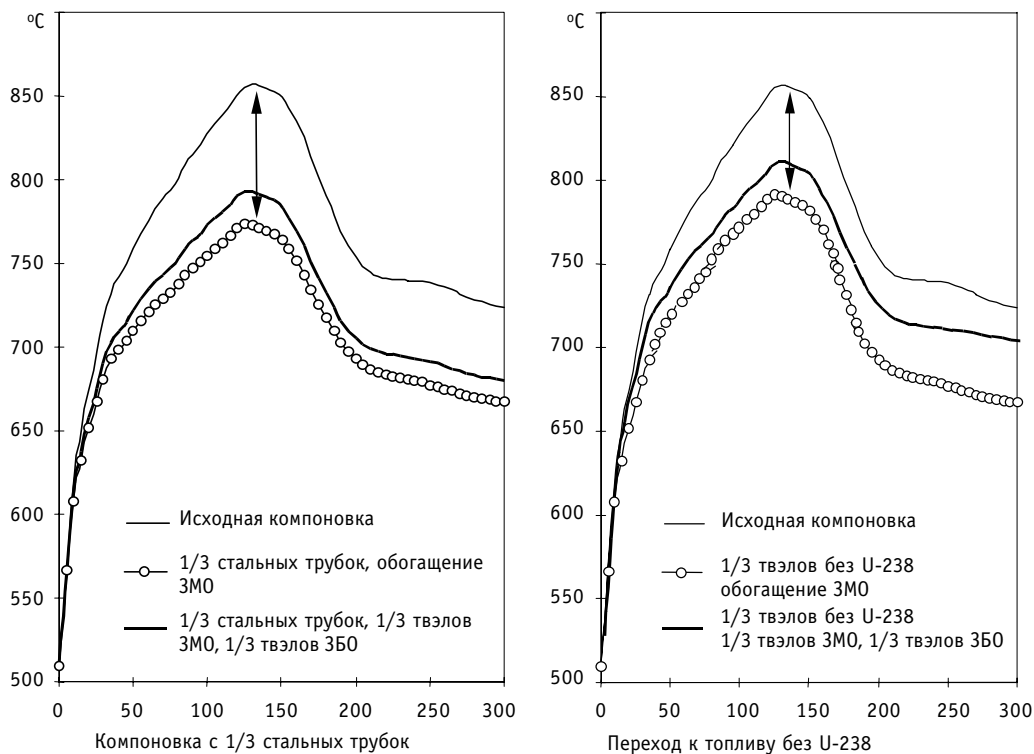


Рис.9. Температура натрия в аварии ULOF на выходе из активной зоны при различных модификациях нижней части ЗМО

Таблица 3

Температурные коэффициенты реактивности в модифицированных вариантах активной зоны, $(\Delta K/K)/^{\circ}C$

Активная зона	Компонента ТКР	Аксиальная область физической зоны					
		На-полость	Верх ЗМО	ВЗЗМО	Низ ЗМО	НТЗ	Вся ЗБО
Исходная компоновка	$T(\partial K/\partial T)$	-3.31E-12	-8.70E-04	-7.82E-04	-9.31E-04	-4.67E-04	-1.74E-03
	TKR_{Na}	5.11E-03	-6.03E-03	-6.14E-03	-6.78E-03	1.11E-04	-2.67E-03
	TKR_{Ax}	-4.43E-09	-4.23E-04	-1.55E-04	-2.78E-04	-1.76E-05	-2.03E-02
	TKR_{Rad}	-2.59E-02	-5.60E-02	-8.30E-03	-7.18E-02	-2.65E-02	-1.99E-01
1/3 стальных трубок в нижней части ЗМО	$T(\partial K/\partial T)$	-4.34E-12	-7.50E-04	-5.51E-04	-5.23E-04	-3.23E-04	-2.65E-03
	TKR_{Na}	5.17E-03	-4.95E-03	-3.93E-03	-3.34E-03	1.19E-04	-2.92E-03
	TKR_{Ax}	-6.46E-09	-2.38E-03	-1.40E-03	-2.09E-03	-1.42E-04	-3.02E-02
	TKR_{Rad}	-2.42E-02	-4.88E-02	-2.46E-03	-3.61E-02	-1.72E-02	-3.23E-01
1/3 твэлов с топливом без U-8 обогащением ЗМО	$T(\partial K/\partial T)$	-3.16E-12	-9.43E-04	-7.79E-04	-7.78E-04	-5.95E-04	-1.27E-11
	TKR_{Na}	5.38E-03	-6.54E-03	-6.71E-03	-7.33E-03	1.72E-04	-2.52E-03
	TKR_{Ax}	-4.25E-09	-2.17E-04	-6.74E-05	-1.49E-04	-5.88E-05	-1.87E-02
	TKR_{Rad}	-2.76E-02	-6.18E-02	-1.17E-02	-8.89E-02	-3.50E-02	-1.74E-01
1/3 твэлов с топливом без U-8 обогащением ЗБО	$T(\partial K/\partial T)$	-2.25E-12	-8.02E-04	-6.36E-04	-5.24E-04	-6.49E-04	-1.17E-03
	TKR_{Na}	4.28E-03	-5.47E-03	-6.56E-03	-7.91E-03	4.57E-04	-2.10E-03
	TKR_{Ax}	-2.98E-09	-1.44E-04	-2.87E-04	-4.73E-04	-1.97E-04	-2.06E-02
	TKR_{Rad}	-2.23E-02	-5.68E-02	-3.06E-02	-1.41E-01	-4.76E-02	-1.23E-01
1/3 ст. трубок, 1/3 твэлов с обогащ.ЗМО, 1/3 с обогащ. ЗБО	$T(\partial K/\partial T)$	-4.11E-12	-8.15E-04	-6.24E-04	-6.09E-04	-3.95E-04	-2.40E-03
	TKR_{Na}	5.28E-03	-5.48E-03	-4.67E-03	-4.26E-03	1.34E-04	-2.98E-03
	TKR_{Ax}	-5.81E-09	-1.54E-03	-8.29E-04	-1.25E-03	-6.80E-05	-2.72E-02
	TKR_{Rad}	-2.56E-02	-5.24E-02	-3.59E-03	-4.72E-02	-2.14E-02	-2.86E-01

$T(\partial K/\partial T)$ - доплеровская постоянная

интегрально по радиусу активной зоны. При детализация распределений (например, 2 зоны по радиусу - ЗМО и ЗВО и аксиальный учет выгорания) получаемые изменения значений коэффициентов реактивности приводят к снижению максимальной расчетной температуры натрия в аварии ULOF до 30-50 °[12]. Все это приведет к увеличению на ~150-200 МВт допустимой мощности, которая тем не менее остается ниже предварительно постулируемой (1600 МВт).

ВЫВОДЫ

1. При проектировании быстрых реакторов повышенной безопасности часто ограничиваются требованиями минимизации эффекта выгорания и отрицательности НПЭР в соответствии с требованиями ПБЯ. Установка типа БН-1600 с компоновкой, разработанной в таком подходе, не соответствует принципу самозащищенности, в частности, происходит вскипание натрия при аварии ULOF. Такая активная зона могла бы удовлетворить критерию не вскипания при снижении номинальной мощности до уровня 1300 МВт(э) - номинальные линейные нагрузки на ТВЭЛ не должны превосходить ~ 340 Вт/см для окисного топлива и ~ 380 Вт/см для нитридного топлива. При сохранении же номинальной мощности в принятой компоновке препятствием для прохождения аварии ULOF без кипения является избыток реактивности величиной $\sim (0,11-0,13)\% \text{DK/K}$.

2. Использование при разработке установки упрощенного динамического расчета позволяет определить узкие места проекта и модифицировать компоновку для достижения самозащищенности. В проанализированной активной зоне для определяющей аварии ULOF из-за отрицательности компонент реактивности, связанных с температурой натрия, доплер-эффект положителен и в нежелательной степени стабилизирует мощность. При этом в аварии с вводом внешней реактивности, где доплер-эффект снижает мощность, имеется определенный запас по его величине. Наибольший вклад в доплер-эффект в аварии ULOF дает нижняя часть активной зоны, в которой максимальны изменения температур топлива. Изменяют профиль аксиальных температур топлива или доплеровской постоянной незначительные вариации компоновки и/или композиционного состава нижней части ЗМО. Исходя из этого предлагаются следующие варианты изменения компоновки активной зоны.

Вариант 1. Смещение вниз аксиальной ВЗВ и НТЭ благоприятно сказывается на протекании аварии ULOF: максимальная температура натрия для нитридной загрузки снижается на 30-50°. Перенос НТЭ за газосборники увеличивает реактивность обратной связи, переход через максимальную температуру (при некотором ее снижении) происходит быстрее, чем в других вариантах.

Вариант 2. Снижение доплер-эффекта при переходе на специфический тип ТВЭЛной гетерогенности в пределах ЗМО (в нижней области в 1/3 ТВЭЛОВ ЗМО используется топливо без U^{238} либо топливный участок заменяется стальной ТВЭЛной трубкой) приводит к аксиальному перепрофилированию основных компонент реактивности. В нижней части снижается доплер-эффект, увеличивается отрицательность натриевой плотностной компоненты. Результирующее изменение максимальной температуры натрия составляет ~80°. Для варианта со стальными трубками происходит уменьшение мощности на ~9% и увеличение эффекта выгорания.

3. Выбор определяющей аварии позволяет сконцентрировать внимание разработчиков как на возможность модификации активных зон с максимальной самозащищенностью, так и на требованиях к коэффициентам реактивности и точности их расчета. Определяющая авария через комплекс коэффициентов реактивности выступает в виде гаранта достижения постулируемой мощности.

Литература

1. Матвеев В.И., Мурогов В.М., Поплавский В.М. и др. Современная концепция развития реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем // Теплоэнергетика. – 1994. – № 5. – С. 2-10.
2. Матвеев В.И., Елисеев В.А., Малышева И.В. Выбор основных параметров и характеристики перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – №2. – С.101-110.
3. Правила безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89). Госпрома-томнадзор.
4. Данилычев А.В. и др. Взаимосвязь теплотехнических данных и физических параметров безопасности при осуществлении принципа максимальной самозащищенности в быстрых реакторах: Препринт ФЭИ-2813. – Обнинск, 2000.
5. Shvetsov Yu.E., Kuznetsov I.A., Volkov A.A. GRIF-SM - the computer code for analysis of the severe beyond design basis accident in sodium cooled reactors: Proc. of Int. Topical Meeting «Sodium Cooled Fast Reactor Safety» (Obninsk, Russia, 3-7 October, 1994). - V.2. - P.2-83.
6. Imke U., Struwe D., Niwa H., at al. Status of the SAS4-A-Code Development for Consequence Analysis of the Core Disruptive Accidents. - ibb.[1]. - V.2. - P. 2-242.
7. Елистратов Д.Г. DICOR - упрощенная программа динамического расчета аварийных режимов работы для концептуальных исследований самозащищенности быстрых реакторов: Препринт ФЭИ-2869. – Обнинск, 2000. – 18 с.
8. Кузнецов И.А. Аварийные и переходные режимы работы в быстрых реакторах. - М.: Энергоиздат, 1987.
9. Данилычев А.В., Елистратов Д.Г. и др. Выбор определяющей аварии при обосновании концепции перспективных активных зон БН большой мощности повышенной безопасности: Препринт ФЭИ-2882. – Обнинск, 2001. – 20 с.
10. Danilytchev A., Matveev V. at al. Physics concept development of power fast reactor of maximum attainable safety level: In Proc.Int. Topical Meeting "Sodium cooled fast reactor safety (Obninsk Russia, Oct.3-7 1994). - V.2. - P. 2-73.
11. Takanoby, Mitsuaki Y. at al. An axially and radially two-zoned Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactor core concept // Nucl. Technology. – 1985. - V. 71. - P. 548.
12. Данилычев А.В., Елистратов Д.Г., Ринейский А.А. и др. Оценка влияния точности расчета температурного коэффициента реактивности на безопасность быстрого реактора в аварии ULOF // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. – 2000. - Вып.1. - С.78.

Поступила в редакцию 26.06.2001

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

Physical Parameters of Self-Protection as Guarantees Maintenance of Limiting Power in Perspective Fast Sodium Reactor \A.V. Danilytchev, D.G. Elistratov, V.Ju.Stogov, T.M.Burenkova; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 16 pages, 3 tables, 9 illustrations. – References, 12 titles

The restrictions on limiting power caused by specific distribution of reactivity components of a feedback for the core with basic dimensions of a BN-1600 type reactor are analyzed. The influence of this components on large sodium reactor self-protection to accidents, determining its safety, is considered. The most dangerous accident is indicated. Spatial distribution of Doppler-effect allowing to come nearer to postulated power is investigated for this accident.

УДК 621.039.54

ADS fuel cycle complemented with DUPIC-technology for achieving high fuel burn-up \G.G. Kulikov, A.N. Shmelev; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 11 titles

Application of DUPIC-technology for ADS fuel cycle to achieve high fuel burn-up is studied. It is shown that in ADS facility blanket cooled with heavy liquid metal it can be achieved 30 - 40%HM fuel burn-up in slightly sub-critical regime of operation with deterministic safety.

УДК 539.1

Development of the method for calculation of the subcritical reactor target activation \P. Pereslavytsev, D. Sakhray; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 15 titles

The activation analysis method of the materials irradiated by high energy particles is presented in the paper. Modern computer codes discussed enable to solve an activation problem of arbitrary complicity regardless of the nuclear facility. The analysis of the activity accumulated was performed on the basis of the present-day nuclear data extracted from international libraries and calculated with the help of the computer codes. Results of the codes validations are presented in the paper. As an example, the analysis of the activity, accumulated in the target of the subcritical reactor, is presented.

УДК 502.3

Decision-Making Support on Risk Based Land Management and Rehabilitation of Radioactive Contaminated Territories \B.I. Yatsalo; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 4 pages. – References, 6 titles

The general questions of decision-making support on Risk Based Land Management (RBLM), including key factors and components, range of existing decision support and analytical tools and techniques are considered. The characteristics and possibilities of the applied Decision Support System PRANA as a tool for decision support on RBLM and sustainable rehabilitation of radioactive contaminated territories are briefly described.