

УДК 621.039.51

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.01>

Оригинальная статья / Original paper

Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200: возможность и целесообразность

Б.А. Васильев, Е.В. Богданова, А.В. Киселев

АО «ОКБМ Африкантов»

603074 Россия, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15

Реферат. Обсуждается задача минимизации запаса реактивности реактора на быстрых нейтронах большой мощности (типа БН-1200). Отмечено, что минимизация запаса реактивности по сути сводится к минимизации потери реактивности при выгорании топлива. Представлены технические решения, обеспечившие снижение запаса реактивности при выгорании топлива в проекте реактора БН-1200 по сравнению с этим параметром в реакторах БН-600 и БН-800. Дополнительно к этому рассмотрены способы, позволяющие уменьшить потерю реактивности при выгорании топлива и свести запас реактивности к минимуму. Оценено, что с учетом неопределенностей оценки запаса реактивности в реакторах БН-600, БН-800 минимальный запас реактивности на выгорание топлива в реакторе типа БН-1200 может быть около $0,3\% \Delta k/k$, а минимальный запас реактивности, который необходимо учитывать в анализах безопасности реактора, должен быть принят на уровне $0,5\% \Delta k/k$. Выполнен анализ эффективности достижения минимально возможного запаса реактивности, показавший относительно малое влияние возможной на практике минимизации запаса реактивности на показатели безопасности реактора и большую значимость минимизации в экономическом плане в случае значительного исходного запаса реактивности.

Ключевые слова: реактор БН, МОКС-топливо, СНУП-топливо, коэффициент воспроизводства активной зоны, запас реактивности, выгорание топлива, минимизация потери реактивности, безопасность, экономичность.

Для цитирования: Васильев Б.А., Богданова Е.В., Киселев А.В. Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200: возможность и целесообразность. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;3:7–26. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.01>

Введение

В реакторах на быстрых нейтронах благодаря высокому воспроизводству делящегося материала потеря реактивности при выгорании топлива значительно меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Благодаря этому, а также отсутствию эффектов

типа «ксеноновое отравление» и «йодная яма» для быстрых реакторов значительно упрощается задача регулирования в процессе эксплуатации.

Минимальную потерю реактивности при выгорании топлива можно обеспечить при достижении внутреннего коэффициента воспроизводства активной зоны без учета зон воспроизводства (КВА) на уровне единицы.

Ниже обсуждаются вопросы, связанные с тем, до какого уровня можно минимизировать запас реактивности реактора типа БН-1200, какие меры для этого необходимы, насколько обосновано и целесообразно их применение.

Анализ величины и структуры запаса реактивности в реакторах БН

Требующийся полный запас реактивности реактора определяется расчетными значениями потери реактивности при выгорании топлива, температурно-мощностного эффекта и необходимыми запасами на неопределенности расчета этих параметров. Температурно-мощностной эффект реактивности в реакторах БН относительно небольшой – около $1,0\% \Delta k/k$. Потеря реактивности при выгорании топлива зависит от параметров активной зоны и вида используемого топлива.

Первые отечественные реакторы на быстрых нейтронах БН-350, БН-600 и БН-800 разрабатывались с высокой теплонапряженностью активной зоны. Это было связано с необходимостью минимизации топливной загрузки для обеспечения интенсивного ввода быстрых реакторов, планировавшегося в период их проектирования. Высокая теплонапряженность – до 550 МВт/м в первой активной зоне реактора БН-600 по сравнению со 150 МВт/м в реакторе ВВЭР-1000 – обуславливает короткие кампании ТВС и короткие интервалы между перегрузками (микрокампании).

В проекте реактора БН-1200 для увеличения длительности топливной кампании теплонапряженность активной зоны снижена в два раза. Соответственно, используется укрупненный ТВЭЛ. Вместо ТВЭЛов диаметром 6,9 мм, которые использовались в БН-600 и БН-800, для БН-1200 в начале проектирования был принят ТВЭЛ диаметром 9,3 мм. Впоследствии, после доработки конструкции активной зоны, он был уменьшен до 9,2 мм [1]. Кроме снижения теплонапряженности применение укрупненного ТВЭЛ обеспечило увеличение объемной доли топлива. Наряду с увеличением габаритов активной зоны это обеспечило повышение КВА и снижение темпа потери реактивности при выгорании топлива.

Для реактора БН-1200 рассматривается возможность применения как МОКС-, так и СНУП-топлива. В том числе прорабатывались варианты традиционной гомогенной активной зоны и гетерогенной активной зоны с аксиальной воспроизводящей прослойкой [1, 2].

Эффект влияния названных изменений конструктивных параметров активной зоны на физические характеристики следует оценивать для одного вида топлива. Соответствующее сравнение на примере гомогенных активных зон с МОКС-топливом приведено в табл. 1 [1–4].

Благодаря принятым техническим решениям потеря реактивности при выгорании в реакторе БН-1200 за интервал между перегрузками меньше, чем в реакторе БН-800, хотя длительность интервала между перегрузками увеличена в два раза. Это связано как со снижением теплонапряженности активной зоны, так и с повышением КВА.

Таблица 1

Параметры реакторов БН, характеризующие потерю реактивности при выгорании топлива

Наименование	БН-800	БН-1200 (гомогенная компоновка)
Тепловая мощность, МВт	2100	2800
Средняя энергонапряженность, МВт/м ³	450	250
Объемная доля топлива	0,43	0,5
Эффективная плотность, г/см ³	8,7	9,2
КВА	0,74	0,92
Кампания ТВС*, эфф. сут.	465	1320
Длительность интервала между перегрузками, эфф. сут.	155	330
Выгорание топлива среднее, % т.а. (МВт·сут/кг) максимальное, % т.а.	6,8 (66) 9,7	9,2 (90) 13,6
Потеря реактивности при выгорании топлива, % $\Delta k/k$ за интервал между перегрузками за 1 эфф. сут. на 1% т.а. (по среднему выгоранию)	2,48 $1,6 \cdot 10^{-2}$ 1,145	2,1 $6,4 \cdot 10^{-3}$ 1,036
* Для основного массива ТВС; в периферийной части активной зоны кампания ТВС больше		

В итоге темп потери реактивности для БН-1200, измеряемый в % $\Delta k/k$ за эффективные сутки, уменьшается более значительно, чем это обеспечивается снижением теплонапряженности активной зоны. Более представительным в плане влияния физических характеристик активной зоны на темп потери реактивности при выгорании является величина потери реактивности, отнесенная к среднему выгоранию. По этому параметру БН-1200 на 10% лучше, чем БН-800. При этом следует учитывать, что среднее выгорание топлива БН-1200 с учетом его большего количества в единице объема активной зоны (на 23% с учетом повышения эффективной плотности и объемной доли) соответствует более длительной топливной кампании.

Требуемый уровень КВА для обеспечения минимально возможной потери реактивности при выгорании топлива можно определить, анализируя структуру реактивности. Потерю реактивности можно разложить на три основные составляющие, учитывающие изменения в составе топлива:

- накопление продуктов деления (ПД), характеризующееся линейным изменением во времени (отрицательная реактивность);
- изменение содержания урана-238, почти линейно зависящее от времени, поскольку содержание урана-238 в процессе выгорания меняется не очень существенно (положительная реактивность);
- изменение содержания изотопов плутония в топливе, в общем случае характеризующееся нелинейным изменением во времени (отрицательное значение – при КВА меньше единицы, положительное значение – при КВА больше единицы).

При анализе учитывался нептуниевый эффект реактивности. Он обусловлен задержкой в образовании плутония-239 после захвата нейтрона ураном-238 и проявляется в первую неделю работы реактора в виде уменьшения реактивности. Для реактора БН-1200 нептуниевый эффект реактивности составляет примерно 0,1% $\Delta k/k$.

Изменение реактивности в процессе выгорания топлива и другие физические характеристики, используемые применительно к реактору типа БН-1200 в этой статье, были оценены с использованием аттестованного кода JAR FR [5].

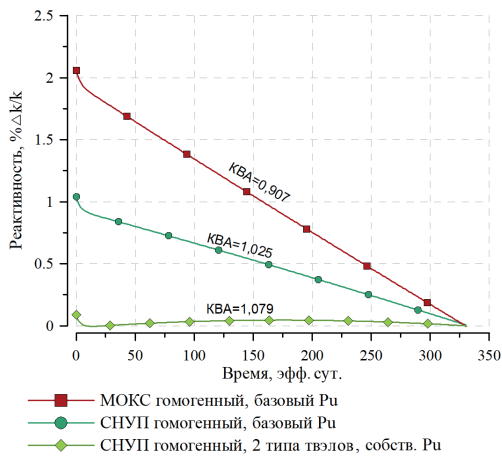


Рис. 1. Изменение реактивности при выгорании топлива за интервал (330 эфф. сут.)

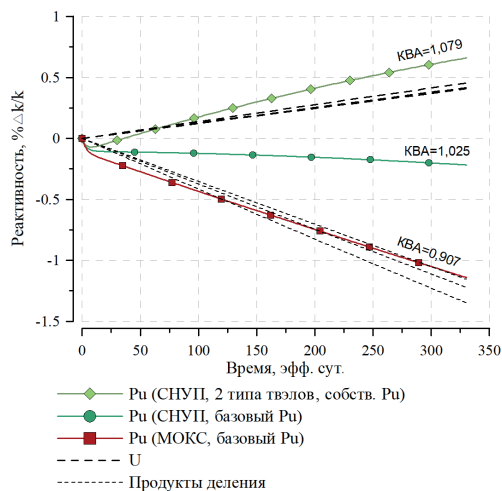


Рис. 2. Относительное изменение реактивности по компонентам (Pu, U и продукты деления)

Рассмотрим изменение во времени потери реактивности за интервал между перегрузками (330 эфф. сут.) для вариантов гомогенной активной зоны с разными коэффициентами воспроизводства (рис. 1).

Далее для рассмотренных вариантов разложим потерю реактивности при выгорании топлива на три составляющие: изменение концентраций плутония, урана и продуктов деления (рис. 2).

Из рисунка 2 видно, что различия в потере реактивности для рассмотренных вариантов обусловлены плутониевой компонентой. Компоненты, зависящие от изменений концентраций урана и продуктов деления, достаточно близки. Изменение концентраций плутония зависит от KBA.

Наибольший коэффициент воспроизводства достигается в двухзонном варианте активной зоны со СНУП-топливом. Этот вариант характеризуется расчетной потерей реактивности при выгорании топлива на уровне непутииевого эффекта, т.е., минимально возможным значением около 0,1% $\Delta k/k$ (см. рис. 1). В этом варианте наблюдается положительный выбег реактивности в середине микрокампании, но он не превышает величину непутииевого эффекта. Минимизация запаса реактивности для данного варианта достигается за счет использования собственного плутония и введения периферийной топливной зоны с более крупными твэлами. Последнее обеспечивает повышение объемной доли топлива и уменьшает запас реактивности на 0,45% $\Delta k/k$.

Для того, чтобы проанализировать влияние плутония на запас реактивности, рассмотрим некоторые варианты его изотопного состава (табл. 2) [1, 6]:

• базовый – соответствует плутонию из ОЯТ ВВЭР с умеренной выдержкой (около семи лет), рассматривается для начального периода работы реакторов БН-1200;

• собственный равновесный – полученный после переработки ОЯТ реакторов БН при работе в замкнутом топливном цикле, рассматривается в долгосрочном плане;

• принимаемый для реактора БРЕСТ-ОД-300 – плутоний из ОЯТ ВВЭР длительной выдержки.

Таблица 2

Изотопные составы плутония

Вид плутония	²³⁷ Np	²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	²⁴¹ Am	^{242m} Am	²⁴³ Am
Базовый плутоний	–	1,5	61,4	24,7	7,5	4,9	–	–	–
Собственный равновесный плутоний	0,5	1,2	61,8	28,2	3,1	2,1	2,3	0,1	0,7
Плутоний для БРЕСТ	–	1,2	68,3	23,2	2,8	4,2	0,3	–	–

Характерные удельные веса изотопов, определяющие их вклад в изменение реактивности при выгорании, приведены на рис. 3. При подготовке этих значений учтена трансмутация изотопов при их облучении в активной зоне.

Потеря реактивности при выгорании существенно зависит от содержания плутония-241. Этот изотоп является эффективным размножителем нейтронов с быстро убывающей концентрацией, что обусловлено высокой скоростью деления и достаточно малым периодом полураспада ($T_{1/2} = 14,5$ лет). Из-за этих свойств плутония-241 топливо с меньшим его содержанием при прочих равных условиях характеризуется меньшей потерей реактивности при выгорании.

Относительно небольшим содержанием плутония-241 характеризуется плутоний длительной выдержки, принятый для реактора БРЕСТ-ОД-300, а также равновесный плутоний. Использование этих вариантов уменьшает потерю реактивности при выгорании топлива за 330 эфф. сут. на 0,5% $\Delta k/k$ по сравнению с использованием плутония базового состава.

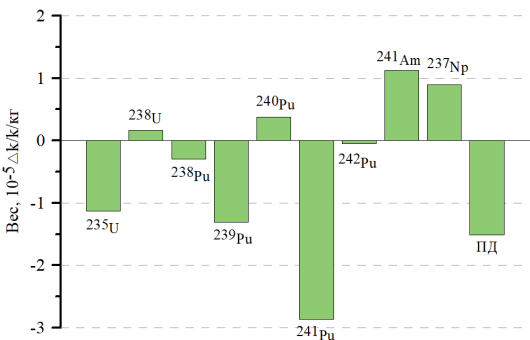


Рис. 3. Влияние изотопов топлива на изменение реактивности при выгорании топлива

Способы уменьшения потери реактивности при выгорании топлива

Для реактора типа БН-1200 возможны следующие способы уменьшения потери реактивности при выгорании топлива:

- увеличение плотности топлива и его объемной доли;
- использование гетерогенной компоновки активной зоны с аксиальной воспроизводящей прослойкой;
- введение в топливо младших актинидов (нептуния и америция), что одновременно обеспечивает возможность их выжигания;
- увеличение высоты активной зоны.

В проекте реактора БН-1200 объемная доля топлива принята максимальной возможной, определенной исходя из теплогидравлических ограничений. Значительное увеличение плотности топлива обеспечивается при переходе на использование СНУП-топлива. Эффективная плотность как МОКС-, так и СНУП-топлива приняты

максимально возможными по условиям обеспечения работоспособности твэлов: 9,2 и 11,5 г/см³ соответственно. Использование СНУП-топлива и переход на гетерогенную компоновку активной зоны с аксиальной прослойкой для активной зоны с МОКС-топливом обеспечивают примерно одинаковое снижение потери реактивности при выгорании топлива (в два раза) [7]. Для активной зоны со СНУП-топливом введение аксиальной прослойки нецелесообразно в связи с ухудшением работоспособности твэлов. Соотношение значений потери реактивности на выгорание для рассмотренных вариантов активной зоны реактора БН-1200 при использовании плутония базового изотопного состава приведено в табл. 3.

Таблица 3

Потеря реактивности при выгорании топлива для вариантов активных зон БН-1200

Параметр	Вариант активной зоны		
	МОКС (гомогенный)	МОКС (гетерогенный)	СНУП (гомогенный)
Потеря реактивности за 330 эфф. сут., % $\Delta k/k$	2,1	0,9	0,95

Возможность снижения потери реактивности на выгорание при введении в топливо младших актинидов (МА) и при увеличении высоты активной зоны характеризуется соотношениями, представленными в табл. 4.

Таблица 4

Эффективность способов минимизации запаса реактивности

Способ минимизации запаса реактивности	Изменение запаса реактивности	
	МОКС (гетерогенный)	СНУП (гомогенный)
Добавление Am в топливо, % $\Delta k/k/\%$ Am	–0,24	–0,30
Добавление Np в топливо, % $\Delta k/k/\%$ Np	–0,19	–0,25
Увеличение высоты топливной части, % $\Delta k/k/\text{см}$	–0,04	–0,06

Высокая эффективность МА в части снижения потери реактивности при выгорании топлива (см. рис. 3) обусловлена преимущественно образованием хорошо делящихся изотопов плутония-238 и америция-242m. Плутоний-238 образуется в результате трансмутации нептуния-237 и америция-241. Америций-242m образуется при захвате нейтрона на америции-241.

При планируемом выжигании младших актинидов в реакторе БН-1200 с введением их в состав топлива в количестве до 4 – 5% потеря реактивности при выгорании топлива в вариантах гетерогенной активной зоны с МОКС-топливом и гомогенной активной зоны со СНУП-топливом может быть сведена к минимуму. Возможность минимизации запаса реактивности реактора БН-1200 при переходе к равновесному составу топлива и введении в топливо младших актинидов была показана в работе [6].

Для минимизации запаса реактивности путем увеличения высоты активной зоны в соответствии с проведенными расчетными оценками она должна быть увеличена на 15 – 20 см.

Из приведенных результатов исследований следует, что в активной зоне реактора типа БН-1200 как на МОКС-, так и на СНУП-топливе может быть достигнута

минимальная возможная расчетная потеря реактивности при выгорании топлива около $0,1\% \Delta k/k$ – на уровне непуниевевого эффекта, если рассмотренные способы снижения потери реактивности являются допустимыми. В этом плане определяющим является фактор роста натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР), который проявляется как при введении в топливо младших актинидов, так и при увеличении высоты активной зоны.

При введении младших актинидов и увеличении высоты активной зоны в обсуждаемом масштабе величина НПЭР увеличится на $0,3 - 0,4\% \Delta k/k$ (табл. 5).

Таблица 5

Влияние способов минимизации запаса реактивности на НПЭР

Способ минимизации запаса реактивности	Изменение НПЭР, $\% \Delta k/k$	
	МОКС (гетерогенный)	СНУП (гомогенный)
Добавление Am в топливо, $\% \Delta k/k/\%Am$	+0,10	+0,15
Добавление Np в топливо, $\% \Delta k/k/\%Np$	+0,12	+0,17
Увеличение высоты топливной части, $\% \Delta k/k/cm$	+0,03	+0,04

До настоящего времени при проектировании активных зон реакторов БН в качестве фактора, ограничивающего высоту активной зоны, принималось ограничение НПЭР значением, близким к эффективной доле запаздывающих нейтронов ($\beta_{эфф} = 0,35\% \Delta k/k$). При этом НПЭР рассчитывался для области потенциального кипения натрия в ТВС активной зоны и выхода кипящего натрия из ТВС – от нижней торцевой зоны воспроизводства до верхнего экрана из карбида бора.

Такой подход и соответствующая конструкция активной зоны с верхней натриевой полостью были приняты после Чернобыльской аварии [8]. Предполагалось, что при таком ограничении не происходит неуправляемого роста мощности в запроектных авариях с кипением натрия. Это было подтверждено последующими расчетными исследованиями по анализу безопасности реактора БН-800.

Недопустимость неуправляемого роста энерговыделения в активной зоне при изменениях реактивности, обусловленных конструктивными решениями, в том числе в запроектных авариях, была регламентирована нормами безопасности – п. 4.2.3 ОПБ-88/97 (действовал до 2016 г). При последующей корректировке нормативной документации соответствующее требование в ОПБ стало распространяться только на проектные аварии (п. 3.2.3 НП-001-15), а для запроектных аварий в правилах ядерной безопасности РУ АС было сформулировано требование по обоснованию допустимого интервала значений НПЭР (п. 1.4 Приложения НП-082-07).

Оценка безопасности по интегральной величине НПЭР, рассматриваемой при проектировании активной зоны, является предварительной. Окончательный вывод о влиянии на безопасность кипения натрия может быть сделан только исходя из комплексного расчета соответствующей запроектной аварии с учетом детализации вытеснения натрия паром из разных ТВС по радиусу активной зоны и по высоте ТВС, а также с учетом проявления других эффектов реактивности, обусловленных перемещением расплавленных материалов активной зоны и диссоциацией расплава СНУП-топлива.

Таким образом, для подтверждения возможности минимизации запаса реактивности реактора за счет введения в топливо младших актинидов и увеличения высоты активной зоны должен быть выполнен соответствующий анализ безопасности.

Оценка погрешностей расчета запаса реактивности реактора БН и его минимального проектного значения

Погрешности расчета запаса реактивности были изучены экспериментально на реакторах БН-600 и БН-800.

Реактор БН-600 работал с несколькими типами активных зон: первого типа, первой модернизированной, второй модернизированной. В результате усовершенствования активной зоны длительность интервала между перегрузками увеличена со 100 до 130–160 эфф. сут., среднее выгорание топлива – с 42 до 74 МВт-сут./кг [9, 10]. На основании экспериментальных данных, полученных при эксплуатации реактора, погрешности расчетов при проектировании модернизированных активных зон были минимизированы. Это относилось в том числе к погрешности определения запаса реактивности реактора. Благодаря этому при переходе от первой модернизации активной зоны ко второй с повышением среднего выгорания топлива с 60 до 74 МВт-сут./кг загрузка делящегося материала в ТВС не увеличивалась – не изменялись обогащение топлива по урану-235 и загрузка топлива в ТВС.

При эксплуатации реактора БН-600 была продемонстрирована возможность работы до состояния почти полного извлечения из активной зоны не только стержней компенсаторов реактивности, но и регулирующих стержней (РС), т.е. практически полного использования запаса реактивности реактора. Вместе с этим необходимо отметить флуктуации в соотношении расчетного и экспериментального значения запаса реактивности от микроампации к микроампации.

В работе [11] проведен расчетно-экспериментальный анализ физических характеристик реактора БН-600 в 19-ти микроампаниях – в течение девяти лет работы реактора. В результате проведенного анализа погрешность расчета запаса реактивности холодного реактора (реактора при перегрузке топлива) оценена значением 0,2% $\Delta k/k$ для начала микроампации и 0,3% $\Delta k/k$ для конца микроампации.

Расчетные значения получены с учетом предыдущих экспериментальных данных при введении соответствующих поправок в расчет эффективного коэффициента размножения. В расчетах использовались данные по фактической загрузке топлива в ТВС. В том числе с учетом этого нет явных физических причин для наблюдаемых довольно больших и разнонаправленных погрешностях расчета запаса реактивности для примерно одинаковых состояний активной зоны реактора, работающего в режиме стационарных перегрузок. Аналогичный вывод можно сделать и по отношению к сравнению расчетных и экспериментальных данных по запасу реактивности реактора БН-800, где получены примерно такие же отклонения (рис. 4) [12].

Объяснить наблюдаемые отклонения можно погрешностью экспериментальных данных и неучтенными в расчетах термомеханическими эффектами, влияющими на реактивность. К таким трудно контролируемым эффектам относятся следующие неопределенности [13–15]:

Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200: возможность и целесообразность

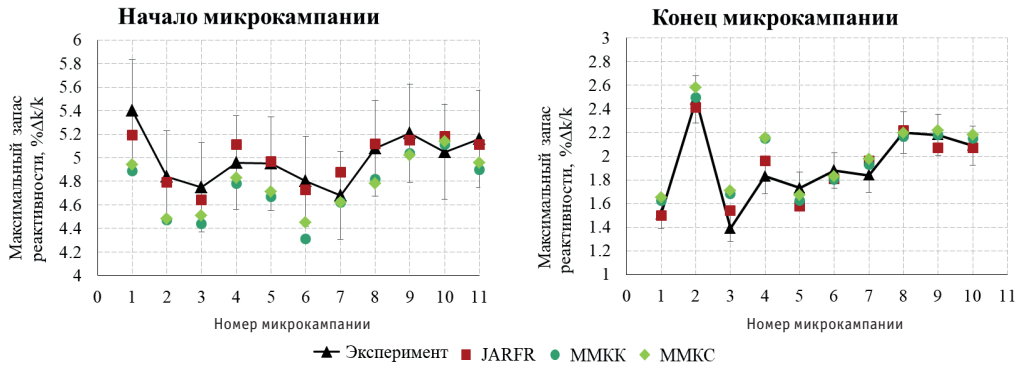


Рис. 4. Расчетно-экспериментальные значения запаса реактивности с первой по 11-ю микрокампанию реактора БН-800

- неопределенность погружения стержней СУЗ в активную зону, связанная с температурным состоянием крыши реактора и соответствующим ее прогибом;
- неопределенность погружения стержней СУЗ в активную зону, связанная с температурным расширением штанг приводов стержней СУЗ;
- неопределенность отклонения ТВС от вертикального состояния в пределах зазоров между дистанционирующими платиками на головках ТВС.

Полный эффект реактивности от погружения стержней СУЗ при возможном прогибе крыши реактора и температурном расширении штанг приводов стержней СУЗ оценивается величиной от 0,2 до 0,3% $\Delta k/k$, эффект от возможного отклонения ТВС от вертикального положения до 0,1% $\Delta k/k$. Следует отметить однако, что влияние на реактивность указанных эффектов будет примерно одинаковым для сходных состояний реактора в различных микрокампаниях. Поэтому разброс в соотношениях расчетных и экспериментальных значений запаса реактивности реактора этими эффектами можно объяснить лишь частично.

В запасе реактивности реактора, работающего на номинальной мощности («горячего реактора»), возможно проявление еще одного физического эффекта, приводящего к погрешности расчетного определения запаса реактивности. Это различия в температурном состоянии топлива, обусловленные разным прилеганием топливных таблеток к оболочкам, вариацией исходных зазоров между топливными таблетками и оболочками твэлов и разной скоростью набухания топливных таблеток. Различия в температуре топлива приводят к различному доплеровскому эффекту; в том числе этим можно объяснить наблюдаемые на реакторах БН-600 и БН-800 вариации мощностного эффекта реактивности в пределах около 0,1% $\Delta k/k$ [16].

Кроме того погрешность расчета запаса реактивности может быть связана с погрешностью определения загрузки делящегося материала.

Установить точно соотношения между погрешностью экспериментального определения запаса реактивности и влиянием указанных физических факторов в наблюдаемых расхождениях расчета и эксперимента не представляется возможным. Но исходя из представленной количественной информации по влиянию неучтенных факторов на запас реактивности, их суммарную величину можно оценить значением около 0,1% $\Delta k/k$.

С учетом изложенного запас реактивности «горячего реактора» БН можно представить в виде суммы основных составляющих, приведенных в табл. 6.

Таблица 6

Составляющие запаса реактивности «горячего» реактора БН, подлежащие учету при проектировании

Наименование	Значение, % $\Delta k/k$
1. Нептуниевый эффект	0,1
2. Запас на отрицательные отклонения от влияния неучтенных эффектов	0,1
3. Запас на отрицательное отклонение из-за пониженной загрузки топлива	0,1
4. Положительное отклонение от неучтенных в расчетах эффектов	0,1
5. Положительное отклонение из-за превышения номинальной загрузки топлива	0,1
6. Запас реактивности на выгорание топлива (кроме нептуниевого эффекта)	Зависит от вида топлива и конструкции активной зоны

Составляющая, связанная с возможным отклонением в загрузке делящегося материала, оценена на основании опыта изготовления топлива для реакторов БН-600 и БН-800. Приведенное значение 0,1% $\Delta k/k$ соответствует отклонению 0,25% в количестве делящегося материала в активной зоне от принимаемого номинального проектного значения. Возможная реализация отрицательной погрешности в запасе реактивности при проектировании активных зон реакторов БН учитывается как «оперативный запас реактивности».

Таким образом, минимальное значение номинального запаса реактивности, которое должно быть обеспечено в проекте активной зоны, составляет 0,3% $\Delta k/k$ (пункты 1 – 3 табл. 6). Минимальное значение запаса реактивности с учетом возможных положительных отклонений (пункты 4 и 5 табл. 6) составляет примерно 0,5% $\Delta k/k$. Оно должно учитываться при определении необходимой эффективности стержней СУЗ для выполнения нормативных требований безопасности по балансу реактивности, а также при анализе нарушений нормальной эксплуатации и аварий с извлечением стержней СУЗ.

Выше было показано, что имеются способы снижения потери реактивности при выгорании топлива, которые, теоретически, могут свести его к минимуму, т.е. к 0,3% $\Delta k/k$. Это возможно только при абсолютно точной подгонке параметров топливной загрузки к значениям, определенным для этой цели на основании экспериментальных данных, что на практике недостижимо. Поэтому реальный запас реактивности реактора всегда будет несколько большим.

Значимость минимизации запаса реактивности для обеспечения безопасности

В плане обеспечения безопасности величина запаса реактивности реактора проявляется в двух аспектах. Первый – выполнение нормативных требований по балансу реактивности (обеспечение требуемой подкритичности при аварийных остановках реактора и его перегрузке). Эта задача решается созданием системы компенсации

с соответствующей эффективностью. Второй, более сложный для анализа аспект – масштаб последствий аварий с несанкционированным извлечением стержней СУЗ.

Для понимания значимости минимизации запаса реактивности реактора типа БН-1200 в части влияния на безопасность выполнен анализ изменения параметров активной зоны для двух вариантов ввода реактивности:

- ввод реактивности $0,1\% \Delta k/k$ за 60 секунд при извлечении из активной зоны одного РС из среднего положения;
- ввод реактивности $0,2\% \Delta k/k$ за 120 секунд при последовательном извлечении двух РС, находящихся в среднем положении.

Анализировалась запроектная авария – без срабатывания аварийной защиты по сигналам увеличения мощности реактора и температуры натрия. Для расчетов изменения параметров активной зоны использовалась аттестованная программа BURAN [17]. Расчеты выполнены применительно к гетерогенной активной зоне с МОКС-топливом и гомогенной активной зоне со СНУП-топливом.

При проведении анализа рассмотрены два варианта теплоотвода от реактора:

- с поддержанием расхода питательной воды в парогенераторах (ПГ) на номинальном уровне (с охлаждением активной зоны);
- с прекращением подачи питательной воды в ПГ одновременно с извлечением РС (без охлаждения активной зоны).

Результаты расчетов начального этапа для аварии с вводом реактивности $0,1\% \Delta k/k$ (самоход одного РС) приведены на рис. 5 – 7.

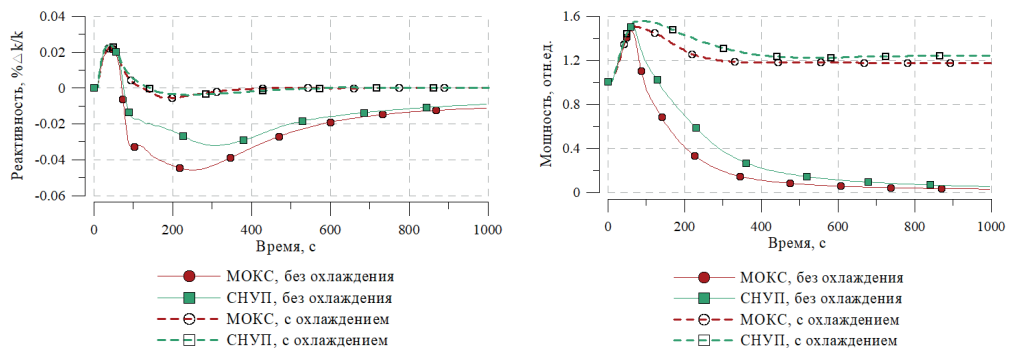


Рис. 5. Изменение реактивности и мощности реактора при вводе реактивности $0,1\% \Delta k/k$

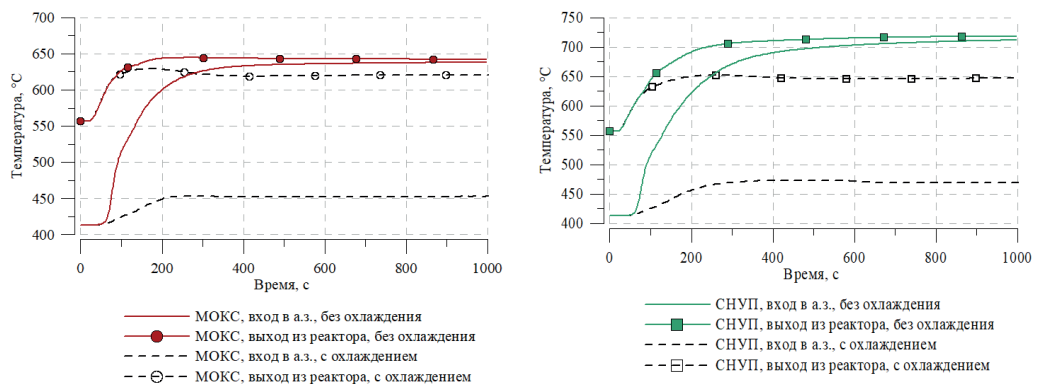


Рис. 6. Изменения температуры теплоносителя при вводе реактивности $0,1\% \Delta k/k$

Minimizing Reactivity Margin of BN-1200 Reactor: Feasibility and Expediency

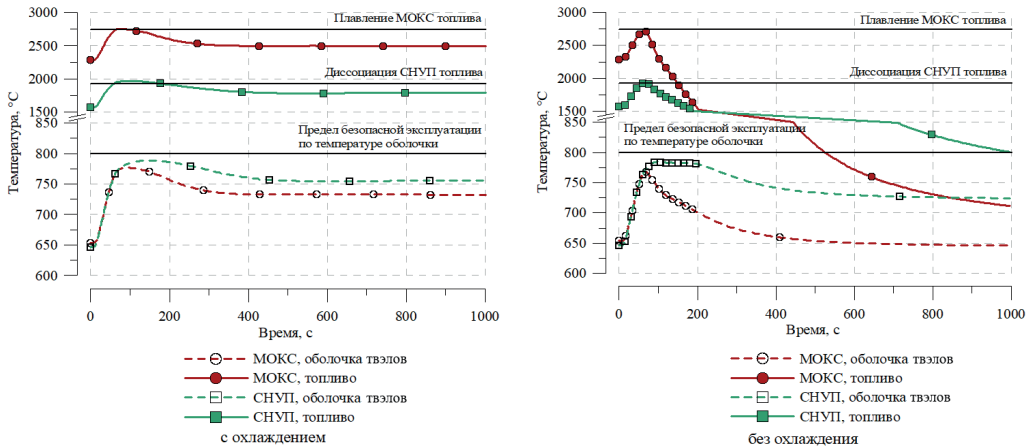


Рис. 7. Максимальные температуры топлива и оболочки твэлов при вводе реактивности 0,1% $\Delta k/k$

При самоходе одного РС благодаря обратным связям при повышении температуры в реакторе введенная реактивность довольно быстро подавляется (рис. 5). При этом в варианте с теплоотводом ПГ мощность реактора после кратковременного подъема до 150% стабилизируется на уровне 120%.

В случае прекращения теплоотвода ПГ мощность реактора снижается до уровня остаточного энерговыделения. Более существенное проявление обратных связей в этом случае обусловлено значительным ростом температуры натрия на входе в реактор и, соответственно, большим температурным расширением напорной камеры. Радиальное расширение активной зоны вносит наибольший вклад в температурный эффект реактивности.

Температура натрия в реакторе при вводе реактивности 0,1% $\Delta k/k$ значительно превысит допустимые эксплуатационные значения (рис. 6), поэтому ожидается нарушение работоспособности реактора в этой аварии. Однако значительного повреждения твэлов не произойдет, поскольку температура оболочек твэлов не превысит предела безопасной эксплуатации 800°C, а температура как МОКС-, так и СНУП-топлива лишь кратковременно приближается к критическим значениям (рис. 7). Критическим значением для МОКС-топлива является его температура плавления (2745°C), для СНУП-топлива – температура диссоциации (1927°C).

Результаты расчетов для варианта аварии с вводом реактивности 0,2% $\Delta k/k$ (самоход двух РС) приведены на рис. 8 – 10.

При самоходе двух РС тяжелое повреждение активной зоны произойдет независимо от функционирования парогенераторов – как при продолжении подачи в них воды, так и при прекращении ее подачи (рис. 10).

Критериями перехода аварии в стадию тяжелого повреждения активной зоны с разрушением твэлов являются

- превышение для МОКС-топлива температуры плавления;
- превышение для СНУП-топлива температуры диссоциации;
- превышение для температуры оболочки твэла максимального проектного значения (900°C);
- достижения для натрия на выходе из ТВС температуры кипения (960°C).

Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200: возможность и целесообразность

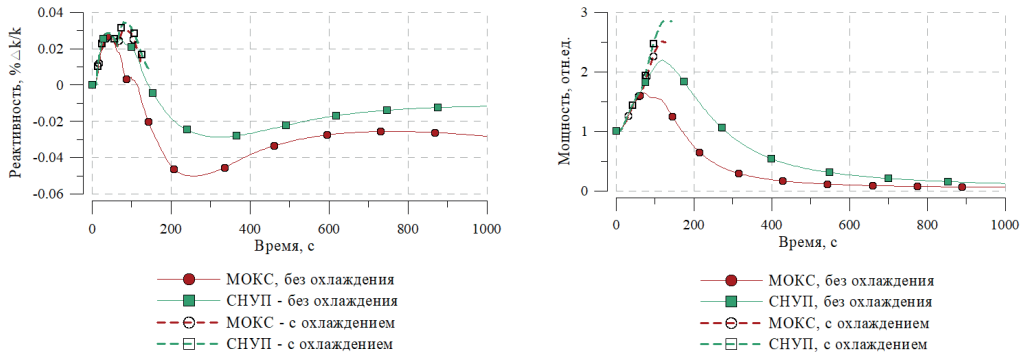


Рис. 8. Изменение реактивности и мощности реактора при вводе реактивности 0,2% $\Delta k/k$

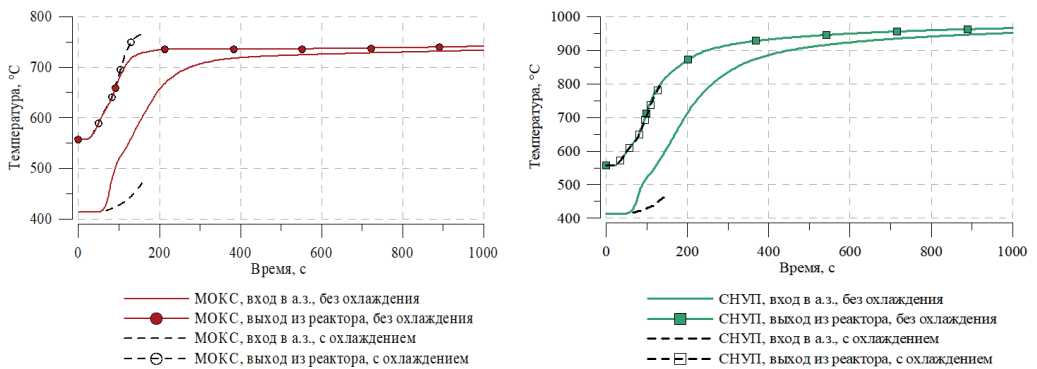


Рис. 9. Изменения температуры теплоносителя на входе в активную зону и на выходе из реактора при вводе реактивности 0,2% $\Delta k/k$

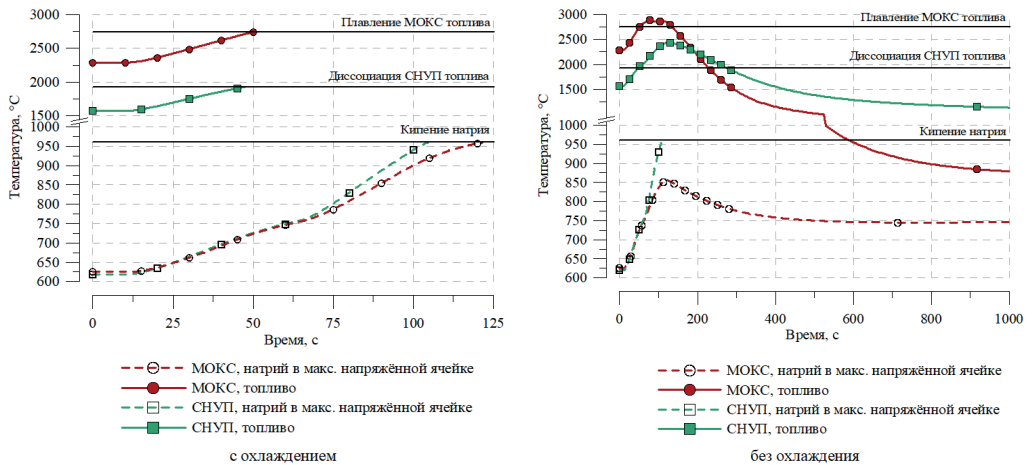


Рис. 10. Температуры топлива и температуры оболочки твэлов при вводе реактивности 0,2% $\Delta k/k$

Можно отметить, что для варианта с МОКС-топливом температура кипения натрия еще не достигается (рис. 9), но это произойдет при дополнительном небольшом увеличении вводимой реактивности.

Из проведенного анализа следуют выводы:

- протекание запроектной аварии с вводом положительной реактивности без срабатывания аварийной защиты и ее последствия для вариантов активной зоны с МОКС-топливом и СНУП-топливом принципиально не отличаются;
- при вводе положительной реактивности $0,1\% \Delta k/k$ значительного повреждения активной зоны не происходит, но уровень температуры натрия в реакторе поднимается до значений, при которых реактор, вероятно, потеряет работоспособность;
- при вводе положительной реактивности $0,2\% \Delta k/k$ происходит тяжелая запроектная авария с разрушением твэлов.

Масштабы повреждения активной зоны в обсуждаемой тяжелой аварии в определенной мере будут зависеть от величины вводимой реактивности. Но значимость этого фактора относительно невелика, поскольку перегрев и плавление топлива определяются, в основном, потерей охлаждения твэлов при кипении натрия. Так в исследованиях, результаты которых представлены в работе [18], доля ТВС с расплавленным топливом при вводе реактивности $0,5\% \Delta k/k$ оценивается в 20%, при вводе реактивности $0,75\% \Delta k/k$ – увеличивается до 25%.

Следует отметить, что в данном исследовании рассмотрен только начальный период развития аварии (~ 15 минут). При дальнейшем ее развитии будет реализовываться один сценарий – без охлаждения активной зоны в связи с выходом из строя оборудования реакторной установки при повышении температур. При этом сократится время для управления этой аварией, а переход ее в сценарий с нарушением теплоотвода от РУ приведет к более тяжелым последствиям.

Исключить тяжелое повреждение активной зоны с несанкционированным полным извлечением из активной зоны стержней СУЗ в условиях реактора типа БН-1200 можно только за счет срабатывания дополнительных средств воздействия на реактивность. В этом случае для относительно безопасного прохождения аварии необходимо обеспечение достаточной эффективности дополнительных средств (большей, чем вводимая реактивность), и достаточно быстрого их срабатывания.

Экономическая эффективность минимизации запаса реактивности

При уменьшении запаса реактивности реактора снижаются требования к эффективности стержней СУЗ. Масштаб возможного улучшения экономических характеристик реактора можно оценить исходя из анализа требуемой общей эффективности стержней СУЗ при разном запасе реактивности реактора. Требуемая для выполнения правил безопасности общая эффективность стержней СУЗ определяется нормой п. 4.19 НП-082-07 – подкритичность остановленного реактора при проведении ядерно-опасных работ (при перегрузке топлива) должна быть не менее 0,02.

Соответственно, общий запас реактивности, подлежащий компенсации системой стержней СУЗ реактора типа БН-1200, при температурно-мощностном эффекте около $1\% \Delta k/k$ и минимально возможном запасе реактивности при работе на номинальной мощности $0,5\% \Delta k/k$ составляет $3,5\% \Delta k/k$.

Из приведенной выше информации следует, что для рассматриваемых вариантов активных зон реактора БН-1200 – гетерогенной с МОКС-топливом и гомогенной со

СНУП-топливом – запас реактивности на выгорание в течение 330 эфф. сут. составляет около $1\% \Delta k/k$. Снижение его до минимума – $0,3\% \Delta k/k$, т.е. на $0,7\% \Delta k/k$, позволяет уменьшить требуемую эффективность стержней СУЗ примерно на 20%. Это дает возможность пропорционально снизить количество приводов и стержней СУЗ или в несколько большей мере уменьшить загрузку обогащенного карбида бора в стержни СУЗ (или обогащение по бору-10). Такое снижение требований к системе стержней СУЗ даст некоторый экономический эффект. Однако этот эффект является не столь значительным по сравнению с эффектом, полученным при снижении запаса реактивности в реакторе БН-1200 (относительно реакторов БН-600 и БН-800) и достигнутым путем целенаправленного принятия соответствующих технических решений. Эти решения, как было показано выше, обеспечили снижение запаса реактивности с 2,5 до $1,0\% \Delta k/k$.

Заключение

При переходе к проектированию реактора БН-1200, предназначенного для серийного сооружения, были приняты технические решения, обеспечившие повышение длительности топливной кампании и снижение потери реактивности при выгорании топлива. В основных вариантах активной зоны, рассматриваемых для реализации, – гетерогенной активной зоне с МОКС-топливом с аксиальной воспроизводящей прослойкой и традиционной гомогенной активной зоне со СНУП-топливом – потеря реактивности при выгорании составляет около $1\% \Delta k/k$ за 330 эфф. сут. при использовании топлива с плутонием из ОЯТ ВВЭР с умеренной выдержкой.

При использовании топлива с плутонием из ОЯТ ВВЭР длительной выдержки и собственным плутонием равновесного состава, характеризующимся минимальным содержанием плутония-241, потеря реактивности при выгорании за 330 эфф. сут. снижается на $0,5\% \Delta k/k$.

Потеря реактивности при выгорании может быть уменьшена при введении в состав топлива определенного количества младших актинидов или при увеличении высоты активной зоны. Оба указанных направления минимизации потери реактивности приводят к увеличению натриевого пустотного эффекта реактивности. В связи с повышением НПЭР допустимые масштабы по введению в топливо младших актинидов и по увеличению высоты активной зоны должны быть определены на основании соответствующего анализа безопасности реактора в запроектных авариях с кипением натрия.

Даже при сведении расчетной потери реактивности к минимуму – нептуниевому эффекту, составляющему $0,1\% \Delta k/k$, в проекте необходимо рассматривать запас реактивности реактора на номинальной мощности не менее $0,5\% \Delta k/k$. Это связано с необходимостью учета возможных отклонений в запасе реактивности реактора по физическим причинам и в связи с возможными отклонениями в загрузке топлива от номинального значения. Масштаб возможных отклонений оценен с учетом опыта эксплуатации реакторов БН-600, БН-800.

Минимизация запаса реактивности реактора безусловно целесообразна. Она позволяет снизить требования к эффективности системы компенсации реактивности и, соответственно, минимизировать затраты на изготовление приводов и стержней

СУЗ или на обогащенный карбид бора для стержней СУЗ. В проекте БН-1200 запас реактивности значительно снижен по сравнению с его значениями для реакторов БН-600, БН-800, где он составляет около 2,5% $\Delta k/k$ за полугодовой интервал между перегрузками. Поэтому экономический эффект от его возможного дополнительного снижения в реакторе БН-1200 относительно невелик.

Изменение запаса реактивности в пределах от минимально возможного значения 0,5% $\Delta k/k$ до 1% $\Delta k/k$ не приводит к принципиальным изменениям безопасности реактора. По проведенным расчетам тяжелое повреждение активной зоны при несанкционированном извлечении стержней СУЗ в случае несрабатывания аварийной защиты происходит уже при вводе реактивности 0,2% $\Delta k/k$. Последствия такой запроектной аварии несущественно изменяются при увеличении вводимой реактивности.

На основании изложенного задачу минимизации запаса реактивности реактора типа БН-1200 следует рассматривать как оптимизационную, подлежащую решению при эксплуатации реактора. Основные решения по этому вопросу должны приниматься в процессе эксплуатации головного реактора БН-1200.

Литература

1. Vasiliev B.A., Belov S.B., Kiselev A.V., Eliseev V.A., Khomiakov Iu.S., Rodina E.A. Unification of the BN-1200 reactor core designs with MOX and MNUP fuel. *Nuclear Engineering and Design*. 2021;382:111387. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111387>
2. Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Kiselev A.V., Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Malyshev I.V. Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel. International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-408.
3. Белов С.Б., Васильев Б.А., Кузнецов А.Е., Фарахшин М.Р. Реализация задач БН-800 в отработке элементов замкнутого ЯТЦ. *Атомная энергия*. 2025;138(1-2):31–37. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5467> (дата обращения 10.08.2026).
4. Kuznetsov A.E., Vasilev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Sheryakov V.S. The BN-800 core with MOX fuel. International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-405.
5. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов*. 1983;8(37):41–43.
6. Родина Е.А., Егоров А.В., Рачков В.И., Хомяков Ю.С. Моделирование и сравнительный анализ перехода в равновесный режим активной зоны БН-1200 с гомогенной и гетерогенной компоновкой. Сборник докладов отраслевой научно-технической конференции «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах», Сочи, 28–29 октября 2021, с. 124–136.
7. Васильев Б.А., Фарахшин М.Р., Белов С.Б., Радионичева А.А., Киселев А.В., Кузнецов А.Е. Повышение эффективности использования топлива в реакторах БН путем введения в активную зону аксиальной воспроизводящей прослойки. Научно-техническая конференция АО «ТВЭЛ» «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития» (НТК-2016). 16–17 ноября 2016 г., Москва, АО «ВНИИНМ».
8. Poplavsky V.M., Matveev V.I., Eliseev V.A., Kuznetsov I.A., Volkov A.V., Shvetsov Y.E., Kho-myakov Y.S., Tsiboulia A.M. 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;48(4):538–546. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2011.9711731>

9. Васильев Б.А., Кузавков Н.Г., Мишин О.В., Радионичева А.А., Фаракшин М.Р., Бибилашвили Ю.К., Иванов Ю.А., Медведев А.В., Митрофанова Н.М., Целищев А.В., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Хомяков Ю.С., Черный В.А. Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2011(1):158–168. EDN: OGGDUL. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (дата обращения 10.08.2026).

10. Belov S.B., Vasilyev B.A., Farakshin M.R., Radionychева A.A. Arrangement of the BN-600 reactor core refueling at transition to the increased fuel burnup. International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-386.

11. Моисеев А.В., Семенов М.Ю., Хомяков Ю.С., Желтышев В.А., Мальцев В.В., Росляков В.Ф., Белов А.А., Селезнев Е.Ф., Васильев Б.А., Фаракшин М.Р. Экспериментальное и расчетное обоснование баланса реактивности и распределения энерговыделения в активной зоне БН-600. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2011(1):130–144. EDN: OGKDTR. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (дата обращения 10.08.2026).

12. Клинов Д.А., Семенов М.Ю., Михайлов Г.М., Перегудов А.А., Мишин В.А., Соломонов Н.В., Крюков А.Н., Фаракшин М.Р., Белов С.Б., Кузнецов А.Е., Игнатьев В.Н., Дубовой Г.Ю. Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик БН-800 в период перехода на загрузку смешанным оксидным уран-плутониевым топливом. *Атомная энергия*. 2023;135(1–2):3–10. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5314> (дата обращения 10.08.2026).

13. Кулабухов Ю.С., Росляков В.Ф., Фаракшин М.Р., Матвиенко И.П., Суворов В.Д., Ткачук Н.Н. Экспериментальное определение относительного термического смещения органов СУЗ на реакторе БН-600. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерная техника и технология*. 1990;1:47–51.

14. Данилычев А.В., Елистратов Д.Г., Стогов В.Ю., Черный В.А., Белов С.Б., Васильев Б.А., Фаракшин М.Р., Воронов С.А. Погрешность расчета эффектов реактивности в быстрых реакторах и ее влияние на оценку последствий основных аварий (анализ тестовой модели МАГАТЭ). *Атомная энергия*. 2004;97(5):323–333. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3388> (дата обращения 10.08.2026).

15. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. М.: Наука, 2013, с. 82–116.

16. Лукьянов Д.А., Кудряев А.А. Анализ флуктуаций мощности и реактивности РУ БН-800 по показаниям системы диагностирования реакторной установки (СДРУ). *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2024;4:87–97. EDN: LGAUJA. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2024/issue2024-4-87-97.pdf> (дата обращения 10.08.2026).

17. Болнов В.А., Богданова Е.В., Малкин С.А. Результаты валидации моделей, разработанных на базе программы BURAN. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2022;4:176–184. EDN: AJVFGA. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-4-176-184.pdf> (дата обращения 10.08.2026).

18. Adamov E.O., Ashurko Yu.M., Egorov A.V., Khomyakov Yu.S., Muratov A.G., Orlov M.A., Orlov V.V., Rachkov V.I., Shvetsov Yu.E., Suslov I.R., Volkov A.V. Minimisation of Reactivity Margin for Equilibrium Core of Liquid Metal Cooled Fast Reactors. International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-131.

Поступила в редакцию 06.07.2026

После доработки 12.08.2026

Принята к опубликованию 10.09.2026

Авторы

Васильев Борис Александрович, советник генерального директора по топливному циклу быстрых реакторов, к.т.н., AuthorID 854067,

E-mail: bavasilev@okbm.nnov.ru

Богданова Елена Викторовна, начальник бюро,

E-mail: bogdanova@okbm.nnov.ru

Киселев Алексей Вячеславович, ведущий инженер-конструктор,

E-mail: kiselev_av@okbm.nnov.ru

UDC: 621.039.51

Minimizing Reactivity Margin of BN-1200 Reactor: Feasibility and Expediency

Vasiliev B.A., Bogdanova E.V., Kiselev A.V.

Afrikantov OKBM JSC,

15, Burnakovsky proyezd, 603074 Nizhny Novgorod, Russia

Abstract

The problem of minimizing the reactivity margin of a large fast reactor (BN-1200 type) is discussed. It is noted that minimizing the reactivity margin essentially boils down to minimizing the loss of reactivity during fuel burnup. Technical solutions are presented that provided a decrease in the reactivity margin during fuel burnup in the BN-1200 reactor design compared to this parameter in BN-600 and BN-800 reactors. In addition, methods are considered to reduce the loss of reactivity during fuel burnup and minimize the reactivity margin. It is estimated that, given the uncertainties in assessing the reactivity margin in BN-600 and BN-800 reactors, the minimum reactivity margin for fuel burnup in a BN-1200 reactor can be about $0.3\% \Delta k/k$, and the minimum reactivity margin that must be taken into account in reactor safety analyses should be taken at $0.5\% \Delta k/k$. An analysis of the effectiveness for achieving the minimum possible reactivity margin was performed, which showed a relatively small significance of the possible in practice minimization of the reactivity margin for the reactor safety indicators and a large significance of the economic minimization in the event of a significant initial reactivity margin.

Keywords: BN reactor, MOX fuel, MNUP fuel, breeding ratio of the core, reactivity margin, fuel burnup, minimization of reactivity loss, safety, efficiency.

For citation: Vasiliev B.A., Bogdanova E.V., Kiselev A.V. Minimizing Reactivity Margin of BN-1200 Reactor: Feasibility and Expediency. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;3:7–26. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.01> (in Russian).

References

1. Vasiliev B.A., Belov S.B., Kiselev A.V., Eliseev V.A., Khomiakov Iu.S., Rodina E.A. Unification of the BN-1200 reactor core designs with MOX and MNUP fuel. *Nuclear Engineering and Design*. 2021;382:111387. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111387>
2. Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Kiselev A.V., Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Malyshev I.V. Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel. International Conference on “Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development”, Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-408.

3. Belov S.B., Vasiliev B.A., Kuznetsov A.E., Farakshin M.R. Realization of BN-800 objectives in working out the elements of CNFC. *Atomic Energy*. 2025;138(1-2):31–37. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5467> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

4. Kuznetsov A.E., Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Sheryakov V.S. The BN-800 core with MOX fuel. International Conference on “Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development”, Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-405.

5. Yaroslavl'tseva L.N. A set of JAR programs for calculating the neutron-physical characteristics of nuclear reactors. *Problems of atomic science and technology. Series: Physics and Technology of Nuclear Reactors*. 1983;8(37):41–43 (in Russian).

6. Rodina E.A., Egorov A.V., Rachkov V.I., Khomyakov Y.S. Modeling and comparative analysis of the transition to the equilibrium mode of the core BN-1200 with a homogeneous and heterogeneous layout. Collection of reports of the industry scientific and technical conference “Closing the fuel cycle of nuclear energy based on fast neutron reactors,” Sochi, October 28–29, 2021, p. 124–136 (in Russian).

7. Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Radionychева A.A., Kiselev A.V., Kuznetsov A.E. Increasing the efficiency of fuel use in BN reactors by introducing an axial reproducing layer into the core. Scientific and technical conference of JSC “TVEL” “New generation nuclear fuel for nuclear power plants. Development results, operating experience and directions of development” (NTK-2016). Moscow, VNIINM, November 16–17, 2016 (in Russian).

8. Poplavsky V.M., Matveev V.I., Eliseev V.A., Kuznetsov I.A., Volkov A.V., Shvetsov Y.E., Khomyakov Y.S., Tsiboulia A.M. 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;48(4):538–546. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2011.9711731>

9. Vasiliev B.A., Kuzavkov N.G., Mishin O.V., Radionychева A.A., Farakshin M.R., Bibilashvili Yu.K., Ivanov Yu.A., Medvedev A.V., Mitrofanova N.M., Tselishchev A.V., Zabudko L.M., Matveev V.I., Khomyakov Yu.S., Cherny V.A. Experience and perspectives of the BN-600 reactor core upgrade. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2011(1):158–168. EDN: OGDUL. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

10. Belov S.B., Vasilyev B.A., Farakshin M.R., Radionychева A.A. Arrangement of the BN-600 reactor core refueling at transition to the increased fuel burnup. International Conference on “Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development”, Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-386.

11. Moiseev A.V., Semenov M.Yu., Khomyakov Yu.S., Zheltyshev V.A., Maltsev V.V., Roslyakov V.F., Belov A.A., Seleznev E.F., Vasiliev B.A., Farakshin M.R. Experimental and computational justification of the reactivity balance and power distribution in the BN-600 core. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2011(1):130–144. EDN: OGDTR. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

12. Klinov D.A., Semenov M.Yu., Mikhailov G.M., Peregudov A.A., Mishin V.A., Solomonova N.V., Kryukov A.N., Farakshin M.R., Belov S.B., Kuznetsov A.E., Ignatiev V.N., Dubovoi G.Yu. Calculation and experimental analysis of BN-800 neutron-physical characteristics during the transition to mixed oxide fuel loading. *Atomic energy*. 2023;135(1-2):3–10. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5314> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

13. Kulabukhov Yu.S., Roslyakov V.F., Farakshin M.R., Matvienko I.P., Suvorov V.D., Tkachuk N.N. Experimental determination of relative thermal displacement of CPS elements at the BN-600 reactor. *Problems of atomic science and technology. Series: Physics and Technology of Nuclear Reactors*. 1990;1:47–51 (in Russian).

14. Danilychev A.V., Elistratov D.G., Stogov V.Yu., Chernyi V.A., Belov S.B., Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Voronov S.A. Computational error in calculating reactivity effects in fast reactors

and its effect on the assessment of the consequences of the main types of accidents (analysis of the IAEA test model). *Atomic energy*. 2004;97(5):323–333. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3388> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

15. Seleznev E.F. Kinetics of fast reactors. Moscow, Nauka Publ., 2013, pp. 82–116 (in Russian).

16. Lukyanov D.A., Kudryaev A.A. Analysis of power fluctuations and reactivity of BN-800, according to reactor plant diagnostic system (RDS) readings. *Problems of atomic science and technology. Series: Nuclear and reactor constants*. 2024;4:87–97. EDN: LGAUJA. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2024/issue2024-4-87-97.pdf> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

17. Bolnov V.A., Bogdanova E.V., Malkin S.A. Buran program validation based on experiments. *Problems of atomic science and technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2022;4:176–184. EDN: AJVFGA. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-4-176-184.pdf> (accessed Aug. 10, 2026) (in Russian).

18. Adamov E.O., Ashurko Yu.M., Egorov A.V., Khomyakov Yu.S., Muratov A.G., Orlov M.A., Orlov V.V., Rachkov V.I., Shvetsov Yu.E., Suslov I.R., Volkov A.V. Minimisation of Reactivity Margin for Equilibrium Core of Liquid Metal Cooled Fast Reactors. International Conference on “Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development”, Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, IAEA-CN245-131.

Authors

Boris A. Vasiliev, Advisor to the General Director for the Fuel Cycle of Fast Reactors, Cand. Sci. (Engineering), AuthorID 854067,

E-mail: bavasiliev@okbm.nnov.ru

Elena V. Bogdanova, Head of Group for Modeling and Calculations of BN, GT-MGR, TVR type RPs,

E-mail: bogdanova@okbm.nnov.ru

Aleksei V. Kiselev, Design engineer of Design Department for BN Reactor Cores,

E-mail: kiselev_av@okbm.nnov.ru