

АКСИАЛЬНЫЙ ОФСЕТ КАК МЕРА УСТОЙЧИВОСТИ ЛЕГКОВОДНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ПРИ МАНЕВРИРОВАНИИ МОЩНОСТЬЮ

Введение. Анализ свойств легководного реактора с точки зрения наносимых возмущений и их влияния на устойчивость энергоблока показал, что в маневренном режиме возмущения определяются температурным и мощностным эффектами реактивности и ее изменением, вызванным отравлением нестационарным ксеноном. Для безопасной эксплуатации энергоблока с легководным реактором в маневренном режиме необходимо поддерживать равномерное энерговыделение в активной зоне (АЗ) [1].

Анализ последних исследований и публикаций. Все внешние и внутренние возмущения, наносимые на реактор, компенсируются регулирующей группой органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Однако, из-за конструктивных особенностей компенсировать возмущения, возникшие в нижней половине реактора, без влияния на энерговыделение в верхней половине реактора невозможно. Таким образом, возмущения, возникающие в нижней половине реактора, невозможно компенсировать, следовательно, в маневренных режимах практически невозможно гарантировать нахождение реактора в устойчивом состоянии. В дальнейшем для анализа будем рассматривать реактор ВВЭР-1000. Реакторы такой конструкции получают некомпенсируемое возмущение на изменение температуры теплоносителя на входе в АЗ [2].

Цель работы. Таким образом, возникает задача сопоставления различных программ регулирования изменения мощности энергоблока. Для этого необходимо проанализировать изменения аксиального офсета в маневренных режимах для программ регулирования, которые применяются в практике эксплуатации АЭС с легководным реактором под давлением.

Изложение основного материала. Из-за неравномерности изменения характеристик активной зоны (например, температуры, плотности теплоносителя и т.д.) при изменении уровня мощности реакторной установки возникают ксеноновые колебания, которые в ряде случаев (например, в конце топливной кампании) могут привести к потере устойчивости ядерного реактора.

Ксеноновые колебания влияют на распределение энерговыделения по активной зоне реактора в трех направлениях: радиальном, азимутальном и аксиальном.

Радиальные колебания могут возникнуть из-за перемещения ОР СУЗ, расположенных близко к периферии активной зоны реактора. При таких воздействиях на протяжении всей кампании реактор находится в устойчивом состоянии. К концу кампании радиальная устойчивость возрастает.

Азимутальные колебания возникают в результате последовательного извлечения из активной зоны уже погруженных ОР СУЗ, которые расположены симметрично вблизи периферии. Азимутальные колебания, как и радиальные, практически не влияют на распределение энерговыделения в реакторе, это происходит только при малых глубинах выгорания ядерного топлива.

Аксиальные колебания возникают при переходе с одного уровня мощности на другой. Это происходит из-за неравномерного изменения технологических параметров от своих стационарных значений по высоте активной зоны. К таким технологическим параметрам прежде всего относятся температуры теплоносителя первого контура (на входе, средняя и на выходе из активной зоны реактора) и ядерного топлива; плотность теплоносителя; тепловая мощность верхней и нижней части активной зоны. Такое неравномерное изменение параметров вызывает неравномерное накопление и выгорание ксенона (нестационарное ксеноновое отравление).

DOI 10.15276/opus.1.45.2015.10

© М.В. Никольский, 2015

Нестационарное отравление АЗ реактора вносит положительную обратную связь в любое отклонение нейтронного потока. Поскольку эффект реактивности по температуре теплоносителя относится к быстрым эффектам, а отравление — к медленным, совпадающим по знаку с изменением нейтронного потока за счет данного эффекта реактивности и усиливающим его за счет положительной обратной связи, контроль энерговыделения в АЗ при маневрировании мощностью реакторной установки (РУ) можно обеспечить выбором такого температурного режима теплоносителя, которому соответствует максимальная аксиальная стабильность поля энерговыделения.

Количественной мерой равномерности энерговыделения по высоте АЗ реактора, а следовательно и устойчивости реактора, является аксиальный офсет. Если принять Q_v , Q_n , $Q_{a.з.}$ — соответственно мощность верхней, нижней половин АЗ и мощность всей АЗ, то аксиальная стабильность поля энерговыделения [3]

$$AO = \frac{Q_v - Q_n}{Q_{a.з.}} \quad (1)$$

Рассмотрим изменение аксиального офсета в бесконечно малой окрестности ΔAO . Тогда изменение аксиального офсета $AO = AO_0 + \Delta AO$. Изменение мощности верхней половины реактора $Q_v = Q_{v,0} + \Delta Q_v$, нижней половины реактора $Q_n = Q_{n,0} + \Delta Q_n$ и всего реактора $Q_{a.з.} = Q_{a.з.,0} + \Delta Q_{a.з.}$. В приведенных выражениях обозначены стационарные значения аксиального офсета AO_0 , мощности верхней $Q_{v,0}$, нижней $Q_{n,0}$ половин АЗ и мощности всей АЗ $Q_{a.з.,0}$. Достаточно малые значения приведены в отклонениях для линеаризации отклонения от стационарных значений аксиального офсета ΔAO , мощности верхней ΔQ_v , нижней ΔQ_n половин АЗ и мощности всей АЗ $\Delta Q_{a.з.}$.

Если обозначить малое отклонение средней температуры теплоносителя в верхней через $\Delta \bar{T}_v$ и через $\Delta \bar{T}_n$ в нижней половинах АЗ и малое отклонение мощности верхней ΔQ_v и нижней ΔQ_n половин АЗ при малом отклонении средней температуры теплоносителя $\Delta \bar{T}_v$, $\Delta \bar{T}_n$ то для небольших отклонений мощности верхней и нижней половин АЗ при небольшом отклонении средней температуры теплоносителя $\Delta \bar{T}$ в каждой половине АЗ

$$\Delta Q_v = \frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} \Delta \bar{T}_v; \quad \Delta Q_n = \frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} \Delta \bar{T}_n \quad (2)$$

При этом $\frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}}$ — отношение отклонения мощности РУ к отклонению средней температуры теплоносителя в АЗ, определяемое как

$$\frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} = \frac{\Delta \rho / \Delta \bar{T}}{\Delta \rho / \Delta Q} = \frac{k_T}{k_N} \quad (3)$$

где k_T , k_N — температурный и мощностный коэффициент реактивности ρ , соответственно.

После подстановки выражений (2), (3) в (1) и линеаризации получим выражение для малого отклонения аксиального офсета при малом отклонении мощности РУ:

$$\Delta AO = \frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} N_{a.з.,0}^{-1} [(1 - AO_0) \Delta \bar{T}_v - (1 + AO_0) \Delta \bar{T}_n] \quad (4)$$

Приняв допущение, что $AO_0 \ll 1$, выражение (4) можно привести к виду

$$\Delta AO = \frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} N_{a.з.,0}^{-1} [\Delta \bar{T}_v - \Delta \bar{T}_n] \quad (5)$$

Выражение (5) можно принять как критерий эффективности температурного режима теплоносителя с точки зрения стабильности аксиального офсета в ходе исследования программы

регулювання, маневрування. Найлучшею програмою являється та, у котрій змінення ДАО мінімально.

Рассмотрим известные программы регулирования мощности энергоблока с ВВЭР-1000. Каждая из основных программ регулирования имеет свои достоинства и недостатки с точки зрения изменения аксиального оффсета во время маневра мощностью, рассмотрим каждую в диапазоне мощностей от 100 % до 80 % (рис. 1).

В программе регулирования ($t_{vx}=\text{const}$) [2, 4] (рис. 1) при переходе с одного уровня мощности на другой температурный (ТЭР) и мощностной эффекты реактивности (МЭР) возникают только в верхней половине реактора. Таким образом, энерговыделение верхней половины реактора больше энерговыделения нижней половины реактора. Такое изменение энерговыделения, а следовательно и величины аксиального оффсета (АО), легко компенсируется изменением положения регулирующей группы ОР СУЗ.

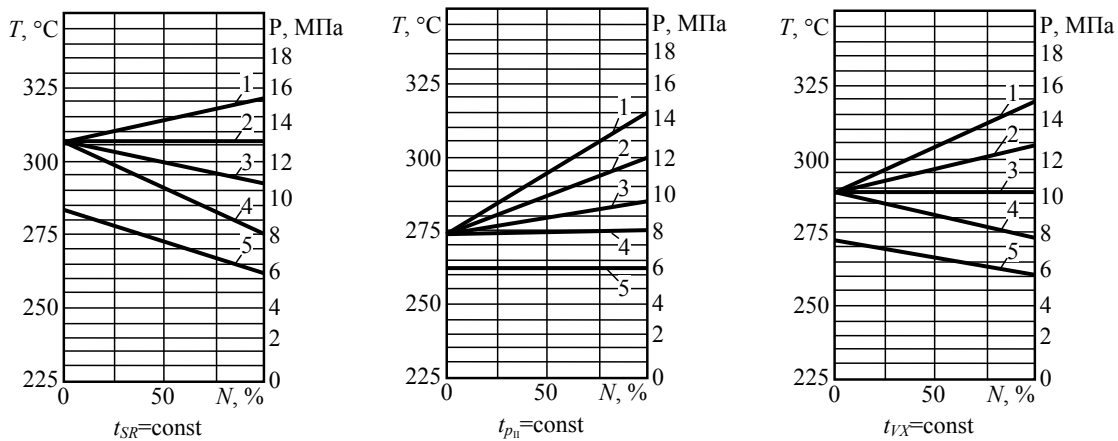


Рис. 1. Изменение характеристик теплоносителя в РУ ВВЭР-1000 для различных программ регулирования в зависимости от мощности температуры теплоносителя на выходе из АЗ, t_{vix} (1); средней температуры теплоносителя в АЗ, t_{sr} (2); температуры теплоносителя на входе в АЗ, t_{vx} (3); температуры насыщенного пара во втором контуре, t_s (4); давления пара во втором контуре, p_{II} (5)

В программе регулирования ($t_{sr}=\text{const}$) [2, 4] (рис. 1) при переходе с одного уровня мощности на другой ТЭР и МЭР возникают в верхней и нижней половинах реактора, что связано с изменением t_{vx} и t_{vix} . При снижении уровня мощности t_{vix} уменьшается, а следовательно ТЭР в верхней половине реактора имеет положительный знак, а t_{vx} увеличивается и ТЭР в нижней половине реактора имеет отрицательный знак. Так как мощность снижается, МЭР имеет положительный знак. Следовательно, произойдет неодинаковое изменение энерговыделения по высоте АЗ реактора, которое усиливается при возвращении прежнего уровня мощности, что приводит к возникновению ксеноновых колебаний.

В программе регулирования ($p_{II}=\text{const}$) [2, 4] (рис. 1) уменьшаются t_{vx} , t_{sr} и t_{vix} . Таким образом ТЭР по высоте всей АЗ реактора имеет положительный знак, но в верхней половине реактора этот эффект реактивности проявляется сильнее, чем в нижней из-за большей разницы изменения температуры теплоносителя. МЭР также имеет положительный знак. Таким образом, энерговыделение в верхней половине реактора больше энерговыделения в нижней половине.

В практике эксплуатации состояние реактора характеризуют его реактивностью. Изменение уровня мощности реактора определяется изменением реактивности. При любом стационарном уровне мощности суммарная реактивность должна быть равна нулю, которая поддерживается за счет баланса реактивностей $\rho_{\text{сумм.}}$.

Компенсировать изменение энерговыделения в активной зоне реактора вследствие действия эффектов реактивности, связанных с физико-энергетическими процессами, протекающими в реакторе, можно реактивностью, вносимой перемещением регулирующей группы ОР СУЗ

$\rho_{ОРСУЗ}$ или реактивностью, вносимой вводом/выводом борной кислоты из теплоносителя первого контура $\rho_{бор.}$. Кроме того, регулирование вводом/ выводом ОР СУЗ и борной кислоты осуществляется для компенсации максимума ксенонового отравления $\rho_{ксенон.}$.

С учетом вышесказанного выражение, которое справедливо для определения текущего значения реактивности

$$\rho_{сумм.} = \rho_{ОРСУЗ} + \rho_{бор.} + \rho_{мощн.} + \rho_{ксенон.} + \rho_{темп.} \quad (6)$$

Первые два слагаемых в выражении (6) ($\rho_{ОРСУЗ}$ и $\rho_{бор.}$) изменяются как результат управления мощностью реактора вводом ОР СУЗ или борной кислоты в теплоноситель первого контура, а $\rho_{ксенон.}$ появляется как следствие отличного по высоте активной зоны отклонения технологических параметров от номинальных значений (что также вызывает изменение $\rho_{мощн.}$ и $\rho_{темп.}$).

Необходимо рассмотреть как изменение $\rho_{мощн.}$ и $\rho_{темп.}$ в разных программах регулирования мощности влияет на изменение температуры и плотности теплоносителя по высоте активной зоны, что приводит к возникновению ксеноновых колебаний.

В табл. 1 представлены результаты анализа влияния изменения основных возмущающих воздействий на аксиальный офсет и реактивности, вызванные изменением каждого из параметров.

Таблица 1

Влияние основных возмущающих воздействий на аксиальный офсет

Основные воздействия, наносимые на реактор в результате изменения теплотехнических параметров		Вносимая реактивность	Влияние на АО
Изменение тепловой мощности реактора	$Q \uparrow$	$\rho_{мощн.} \downarrow$	АО \uparrow
	$Q \downarrow$	$\rho_{мощн.} \uparrow$	АО \downarrow
Изменение положения регулирующей группы ОР СУЗ в активной зоне реактора	$H_{ОРСУЗ} \uparrow$	$\rho_{ОРСУЗ} \downarrow$	АО \uparrow
	$H_{ОРСУЗ} \downarrow$	$\rho_{ОРСУЗ} \uparrow$	АО \downarrow
Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура	$C_{бор.} \uparrow$	$\rho_{бор.} \uparrow$	АО \downarrow
	$C_{бор.} \downarrow$	$\rho_{бор.} \downarrow$	АО \uparrow
Изменение температуры теплоносителя в активной зоне реактора	$t \uparrow$	$\rho_{темп.} \downarrow$	АО \downarrow
	$t \downarrow$	$\rho_{темп.} \uparrow$	АО \uparrow

Поддержание величины аксиального офсета может осуществляться управляющими воздействиями — регулирующей группой ОР СУЗ.

Результаты. Анализируя программы регулирования, представленные на рис. 1, рассчитано насколько изменится температура теплоносителя в АЗ реактора при маневрировании мощностью со 100 % до 80 % по каждой программе регулирования. Данные сведены в табл. 2.

В табл. 2 указаны значения температур выхода $t_{вых}$, средней $t_{ср}$ и входа $t_{вх}$ в АЗ реактора при маневре мощностью со 100 % ($t_{вых,100\%}$, $t_{ср,100\%}$, $t_{вх,100\%}$) до 80 % ($t_{вых,80\%}$, $t_{ср,80\%}$, $t_{вх,80\%}$) для функционирования различных программ регулирования, а также разность соответствующих температур $\Delta t_{вых}$, $\Delta t_{ср}$, $\Delta t_{вх}$.

Учитывая изложенное, можно сделать вывод, что для маневренного режима с точки зрения устойчивости реактора наиболее благоприятной является программа регулирования с $t_{вх} = \text{const}$ в интервале изменения мощности реактора от 80 % до 100 %.

Проведено сравнение функционирования трех программ регулирования [5]. В ходе эксперимента симитирован суточный маневр мощностью. Мощность энергоблока снижалась со 100 % до 80 % от номинальной и через несколько часов повышалась с 80 % до 100 %. Результа-

ты сравнительного анализа изменения мощности энергоблока, положения регулирующей группы ОР СУЗ и аксиального офсета во время суточного маневра сведены в табл. 3.

В последней колонке табл. 3 приведен модуль максимального отклонения каждого параметра $|\Delta \max|$.

Таблица 2

Изменение температуры теплоносителя для программ регулирования

	$t_{\text{вых},100\%}$, °C	$t_{\text{вых},80\%}$, °C	$\Delta t_{\text{вых}}$, °C	$t_{\text{ср},100\%}$, °C	$t_{\text{ср},80\%}$, °C	$\Delta t_{\text{ср}}$, °C	$t_{\text{вх},100\%}$, °C	$t_{\text{вх},80\%}$, °C	$\Delta t_{\text{вх}}$, °C
$t_{sr}=\text{const}$	318	315	-3	302,5	302,5	0	287	290	+3
$p_{II}=\text{const}$	318	310	-8	302,5	298,5	-4	287	285	-2
$t_{vx}=\text{const}$	318	312	-6	302,5	300,5	-2	287	287	0

Таблица 3

Результаты сравнительного анализа программ регулирования

Часы		0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	$ \Delta \max $
N, %	$t_{sr}=\text{const}$	100	86,5	80	80	80	80	80	80	80	90	100	20
	$t_{vx}=\text{const}$	100	89	83,5	82,3	80,5	80	80,1	82,8	87,6	93,4	100	20
	$p_{II}=\text{const}$	100	90	84	81,7	80,4	80	80,2	83	88	95,5	100	20
$H_{\text{ор суз}}$, см	$t_{sr}=\text{const}$	318,2	280,2	292,9	294,6	294,6	294,2	293,6	287,9	280,3	299,3	318,2	38
	$t_{vx}=\text{const}$	318,2	283,7	294,1	295,8	296	296	295,1	290,1	284,2	300,4	318,2	34,5
	$p_{II}=\text{const}$	318,2	304,6	297,5	296,3	296,2	296,2	297,8	300	306,8	315,8	318,2	22
АО, %	$t_{sr}=\text{const}$	-3,41	-6	-3,82	-3,49	-3,54	-3,63	-3,95	-4,74	-5,99	-5	-3,38	2,59
	$t_{vx}=\text{const}$	-3,41	-4,9	-3,61	-3,52	-3,56	-3,58	-3,65	-3,81	-4,74	-3,8	-3,4	1,49
	$p_{II}=\text{const}$	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	-3,41	0

Выводы. На основании сравнения изменения мощности энергоблока, положения регулирующей группы ОР СУЗ и аксиального офсета во время суточного маневра при работе трех различных программ регулирования можно сделать следующие выводы.

Наибольшее максимальное перемещение регулирующей группы ОР СУЗ происходит при работе РУ по программе регулирования $t_{sr}=\text{const}$ и составляет 38 см. Наименьшее максимальное перемещение происходит при работе РУ, которая функционирует по программе регулирования с $t_{vx}=\text{const}$ и составляет 22 см. Уменьшение амплитуды перемещения регулирующей группы ОР СУЗ способствует более равномерному выгоранию топлива и уменьшению поврежденности оболочек топлива.

Наибольшее максимальное отклонение аксиального офсета происходит при работе РУ по программе регулирования с $t_{sr}=\text{const}$ и составило 2,59 %. Наименьшее максимальное отклонение аксиального офсета произошло при работе РУ, которая функционирует по программе регулирования $t_{vx}=\text{const}$, значение аксиального офсета во время суточного маневра мощностью не изменялось [6].

При работе РУ по программе регулирования $t_{vx}=\text{const}$, реактор имеет стабильный аксиальный офсет по программам регулирования $t_{sr}=\text{const}$ и $p_{II}=\text{const}$. Поскольку аксиальный офсет является количественной мерой устойчивости реактора, его постоянство на протяжении маневра свидетельствует о том, что аксиальные ксеноновые колебания не возникают, и что при работе РУ по программе регулирования $t_{vx}=\text{const}$ ядерный реактор находится в устойчивом состоянии.

Метод регулирования с постоянной температурой теплоносителя первого контура на входе в активную зону реактора реализуется за счет изменения давления пара во втором контуре и за счет перемещения клапанов турбины. Поддержание постоянной температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора позволяет стабилизировать нижнюю часть активной зоны ре-

актора. При осуществлении маневра энергоблоком, который происходит по компромиссно-комбинированному методу регулирования, аксиальный офсет не изменяется, что обеспечивает устойчивость реактора на протяжении суточного маневра мощностью.

Литература

1. Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit / M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov, V.E. Baskakov // *Nuclear Engineering and Design*. — 2009. — Vol. 239, Issue 12. — PP. 3021 — 3026.
2. Тодорцев, Ю.К. Автоматизированная система регулирования мощности энергоблока для управления ЯЭУ в маневренных режимах с постоянной температурой входа в реактор / Ю.К. Тодорцев, Т.А. Цисельская, М.В. Никольский / *Ядерна та радіаційна безпека*. — 2013. — Вип. 4(60). — С. 20 — 25.
3. Pelykh, S.N. Cladding rupture life control methods for a power-cycling WWER-1000 nuclear unit / S.N. Pelykh, M.V. Maksimov // *Nuclear Engineering and Design*. — 2011. — Vol. 241, Issue 8. — PP. 2956 — 2963.
4. Пат. 100070 Україна, МПК G21C 7/00. Спосіб управління ядерною енергетичною установкою з реактором водяного типу при зміні потужності реактора або зовнішнього навантаження / Максимов М.В., Баскаков В.Е., Пелих С.М., Цисельська Т.О.; заявник та патентовласник Максимов М.В., Баскаков В.Е., Пелих С.М., Цисельська Т.О. — № а201102326; заявл. 28.02.2011; надр. 12.11.2012, Бюл. № 21.
5. Pelykh, S.N. Estimation of local linear heat rate jump values in the variable loading mode / S.N. Pelykh, R.L. Gontar, T.V. Tsiselskaya // *Nuclear Physics and Atomic Energy*. — 2011. — Vol. 12, Issue 3. — PP. 242 — 245.
6. Maksimov, M.V. A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control / M.V. Maksimov, K.V. Beglov, T.A. Tsiselskaya // *Пр. Одес. політехн. ун-ту*. — 2012. — Вип. 1(38). — С. 99 — 106.

References

1. Maksimov, M.V., Pelykh, S.N., Maslov, O.V. and Baskakov, V.E. (2009). Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit. *Nuclear Engineering and Design*, 239(12), 3021-3026.
2. Todortsev, Yu., Tsiselskaya, T. and Nikolskiy, M. (2013). Automated power control system for an NPP unit in power follow modes with constant coolant temperature at the reactor inlet. *Nuclear & Radiation Safety*, 4, 20-25.
3. Pelykh, S.N. and Maksimov, M.V. (2011). Cladding rupture life control methods for a power-cycling WWER-1000 nuclear unit. *Nuclear Engineering and Design*, 241(8), 2956-2963.
4. Maksymov, M.V., Pelykh, S.M., Baskakov, V.Ye. and Tsyselska, T.O. (2012). *Method for controlling nuclear plant with water-cooled reactor upon changing reactor power or external load*. Ukraine Patent: UA 100070.
5. Pelykh, S.N., Gontar, R.L. and Tsiselskaya, T.V. (2011). Estimation of local linear heat rate jump values in the variable loading mode. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, 12(3), 242-245.
6. Maksimov, M.V., Beglov, K.V. and Tsiselskaya, T.A. (2012). A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control. *Odes'kyi Politechnichniy Universytet. Pratsi*, 1, 99-106.

АНОТАЦІЯ / ANNOTAZIYA / ABSTRACT

М.В. Нікольський. Аксиальный офсет як міра стійкості легководного ядерного реактора при маневруванні потужністю. Вимогами при експлуатації енергоблока в маневреному режимі є висока надійність і безпека енергоблока, які залежать від сталості реактора при переході з одного рівня потужності на інший. Кількісною мірою сталості реактора є аксиальний офсет. Показано, що зміна температури на вході в активну зону реактора наносить неконтрольоване збурення, що впливає на аксиальний офсет і, як наслідок, на стійкість реактора. Для забезпечення стійкості реактора запропоновано компромісно-комбінований метод регулювання. Проведено аналіз впливу температури теплоносія на величину аксиального офсету для різних програм регулювання. Досліджено зміну глибини занурення органів регулювання в активну зону для різних програм регулювання при виконанні реакторною установкою добового маневру потужністю.

Ключові слова: керування офсетом, енергоблок АЕС, метод регулювання, імітаційна модель, багатозонна модель реактора.

М.В. Никольский. Аксиальный офсет как мера устойчивости легководного ядерного реактора при маневровании мощностью. Требованиями при эксплуатации энергоблока в маневренном режиме являются высокая надежность и безопасность энергоблока, которые зависят от устойчивости реактора при переходе с одного уровня мощности на другой. Количественной мерой устойчивости реактора является аксиальный офсет. Показано, что изменение температуры на входе в активную зону реактора наносит неконтролируемое возмущение, что влияет на аксиальный офсет и, как следствие, на устойчивость реактора. Для обеспечения устойчивости реактора предложен компромиссно-комбинированный метод регулирования. Проведен анализ влияния температуры теплоносителя на величину аксиального офсета для различных программ регулирования. Исследовано изменение глубины погружения органов регулирования в активную зону для различных программ регулирования при выполнении реакторной установкой суточного маневра мощностью.

Ключевые слова: управление офсетом, энергоблок АЭС, метод регулирования, имитационная модель, многозональная модель реактора.

M.V. Nikolsky. Axial offset as measure of stability of light water nuclear reactor during capacity maneuvering. High reliability and security of power unit are required during operation of power unit while maneuvering. They depend on the stability of reactor when transition from one power level to another. The axial offset is a quantitative measure of the reactor stability. It is shown that change of the active core inlet coolant temperature yields an uncontrollable disturbance affecting the axial offset and therefore the reactor stability. To insure the reactor stability the compromise-combined power control method is proposed. Analysis of the influence of temperature of coolant at the magnitude of the axial offset for different regulatory programs is carried out. The change in the depth of immersion of regulators in the active zone for different regulatory programs when the reactor plant daily capacity maneuver is studied.

Keywords: offset control, power unit of nuclear plant, control method, simulation model, multi-zone reactor model.

Поступила в редакцию 5 ноября 2015 г.