

СПОСОБ СНИЖЕНИЯ УРОВНЯ КОЛЕБАНИЙ МОЩНОСТИ В ИМПУЛЬСНОМ РЕАКТОРЕ «НЕПТУН»

Е. П. Шабалин^{а,1}, *А. А. Хассан*^{а,б,2}, *М. В. Рзянин*^{а,3},
М. М. Подлесный^{а,в,4}

^а Объединенный институт ядерных исследований, Дубна

^б Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва

^в Московский физико-технический институт (национальный исследовательский университет),
Долгопрудный, Россия

Импульсные исследовательские реакторы периодического действия типа ИБР-2 в Дубне являются наиболее эффективными источниками медленных нейтронов на выведенных пучках для исследований структур различного рода материалов с помощью методов дифракции, малоуглового рассеяния, рефлектометрии, неупругого рассеяния и нейтронографии благодаря короткому импульсу нейтронов и высокому среднему потоку до $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. В то же время из-за особенностей кинетики и флуктуации энергии импульсов в таком реакторе в десятки раз выше, чем в стационарных реакторах, что создает проблемы для управления аппаратом. В работе предложен и обоснован оригинальный способ значительного снижения уровня колебаний импульсов мощности таких реакторов на примере проекта импульсного реактора «Нептун» с пороговым изотопом Np-237 в качестве ядерного топлива.

Periodic pulsed research reactors of IBR-2 type in Dubna (pulsed reactor type) are the most effective sources of slow neutrons extracted beams for studying various structures by diffraction, small-angle scattering, reflectometer, inelastic scattering and neutron diffraction, due to a high average flux of up to $10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. At the same time, due to the specificity of the kinetics, fluctuations in the power energy of pulses in such a reactor are tens of times higher than in stationary reactors and create problems for the control of the apparatus. This paper proposes and substantiates a method for a significant reduction in the level of fluctuations in power pulses of such reactors using the example of the «Neptune» pulsed reactor project with the threshold Np-237 isotope as a nuclear fuel.

PACS: 44.25.+f; 44.90.+c

¹E-mail: shab36@nf.jinr.ru

²E-mail: akhassan@mephi.ru

³E-mail: rzjanin14@gmail.com

⁴E-mail: Podlesny@phystech.edu

ВВЕДЕНИЕ

Источники нейтронов четвертого поколения приходят на смену существующим, которые достигли предела своих возможностей. Они нацелены на среднюю по времени плотность потока тепловых нейтронов не меньше 10^{14} см⁻²·с⁻¹ и пиковую плотность потока тепловых нейтронов не меньше 10^{16} см⁻²·с⁻¹ [1–3].

В 1960 г. в Дубне был создан единственный (в то время) действующий импульсный реактор ИБР с малой мощностью (1–3 кВт), охлаждаемый воздухом, и с металлическим плутонием в качестве топлива. Уже вскоре было понятно, что наилучшие параметры пучков тепловых нейтронов обеспечивает импульсный реактор на быстрых нейтронах с мощностью порядка 10 МВт [4]. Однако считалось рискованным идти на создание реактора с предельными нагрузками, превышающими ИБР в тысячи раз, и ИБР сменил его усовершенствованный аналог ИБР-30 с мощностью 20–25 кВт. Источник нейтронов третьего поколения ИБР-2 с мощностью 2 МВт был введен в строй в 1982 г., а в 2011 г. его сменил ИБР-2М. В настоящее время он имеет самый высокий пиковый поток нейтронов в мире и является единственным источником нейтронов мирового класса в странах-участницах ОИЯИ для исследований на выведенных пучках [5].

Ввиду скорого окончания срока службы реактора ИБР-2М было решено построить в ОИЯИ новый источник, который должен был быть импульсным, чтобы дополнить источник ПИК (в Гатчине) возможностями, которые отсутствуют в стационарных источниках. Реактор «Нептун» с нитридом нептуния в качестве ядерного горючего проектируется как импульсный источник нейтронов для физических исследований по методу времени пролета на выведенных пучках [6–8]. Физические характеристики этой установки — пиковая плотность потока тепловых и холодных нейтронов, частота и длительность нейтронных импульсов — соответствуют современным требованиям к источникам нейтронов для исследований конденсированных сред. Из эксплуатационных характеристик наиболее критическими будут те, что определяют ядерную безопасность установки. Если в реакторах постоянного действия нейтронная кинетика связана с долей запаздывающих нейтронов, то в импульсном реакторе эту величину заменяет так называемая «импульсная доля запаздывающих нейтронов», которая в десятки и сотни раз меньше доли запаздывающих нейтронов [9].

№р-237 В КАЧЕСТВЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

№р-237 [10] — это искусственный изотоп с периодом полураспада $2,14 \cdot 10^6$ лет. Он образуется в ядерном урановом топливе в результате бета-распада U-237, который образуется в быстрых реакторах по реакции ($n, 2n$) из U-238 или путем двойного захвата в U-235 в тепловых реакторах. Нептуний считается одним из самых значительных отходов отработавшего топлива; один блок реактора ВВЭР производит 13–14 кг нептуния в год [11]. А извлечение и повторное использование №р в качестве ядерного топлива помогает решить проблему отработавшего топлива и замкнуть ядерный топливный цикл.

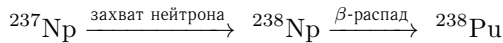
№р-237 является пороговым изотопом, он эффективно делится при энергии нейтронов более 0,4 МэВ. Пороговый характер сечения деления дает №р следующие преимущества.

1. Время жизни поколения быстрых нейтронов (τ) в зоне с нептунием в 5–7 раз меньше, чем в зоне с плутонием (облегчается задача иметь короткую вспышку нейтронов).

2. Низкое значение доли запаздывающих нейтронов ($\beta_{\text{эф}}$) определяет малую фоновую мощность в промежутках между импульсами (примерно в 3 раза меньше, чем в реакторе ИБР-2М).

3. Возможность использования для модулятора реактивности материалов, замедляющих нейтроны (высокотемпературные гидриды титана или иттрия).

4. Отсутствует эффект реактивности от выгорания топлива (можно работать без догрузки топлива в течение всей кампании реактора):



В итоге это позволяет спроектировать реактор с предельными параметрами: пиковой плотностью потока нейтронов до $4 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и средней по времени плотностью потока до $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ (на ИБР-2М: $0,7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и $10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ соответственно).

ПРОБЛЕМА НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

Из кинетической теории реакторов типа ИБР [9, 12] следуют выражения для оценки длительности импульса и импульсной доли запаздывающих нейтронов:

$$\theta_{\text{эф}} \cong \left(\frac{\bar{\tau}}{\alpha V^2} \right)^{1/3}, \quad (1)$$

$$\beta_{\text{имп}} \cong 0,5(\alpha V^2 \bar{\tau}^2)^{1/3}, \quad (2)$$

где $\theta_{\text{эф}}$ — длительность импульса; α — коэффициент параболы реактивности модулятора реактивности (МР); v — линейная скорость МР; $\bar{\tau}$ — среднее время «жизни» поколения нейтронов, а $\beta_{\text{имп}}$ — импульсная доля запаздывающих нейтронов.

Разброс мощности энергии импульсов Q в реакторах типа ИБР определяется флуктуациями реактивности $\Delta\rho$ и величиной «импульсной доли запаздывающих нейтронов» $\beta_{\text{имп}}$, как показано в уравнении (3):

$$Q = Q_{\text{ном}} \exp\left(\frac{\Delta\rho}{\beta_{\text{имп}}}\right). \quad (3)$$

Для рассматриваемой в настоящее время конструкции реактора «Нептун» $\alpha \approx 10^{-4} \text{ см}^{-2}$, $V = 62 \text{ м/с}$ и $\tau = 10 \text{ нс}$. Соответственно, согласно (2) значение импульсной доли запаздывающих нейтронов будет равно $3 \cdot 10^{-5} K_{\text{эф}}$, что едва ли можно считать приемлемым. При таком значении $\beta_{\text{имп}}$ флуктуации реактивности порядка $\pm 10^{-5} K_{\text{эф}}$ вызовут разброс энергии импульсов $\pm 33\%$, а при флуктуациях реактивности $+2,5 \cdot 10^{-5} K_{\text{эф}}$ (которые не столь велики, чтобы считать вероятность их ничтожно малой) размах колебаний мощности импульсов достигнет уже $2Q_{\text{ном}}$, что можно считать предельно допустимым. Поэтому было бы крайне желательно увеличить $\beta_{\text{имп}}$. Конструкция реактора и выбор нитрида нептуния-237 как ядерного топлива позволяют увеличить импульсную долю запаздывающих нейтронов без ухудшения физических характеристик источника.

Помимо проблемы флуктуаций импульсов существует еще одна причина иметь более высокое значение импульсной доли запаздывающих нейтронов. Это — возможное развитие колебательной неустойчивости типа той, что наблюдается на ИБР-2М [13] и порог которой связан с $\beta_{\text{имп}}$. На ИБР-2М $\beta_{\text{имп}}$ в 5 раз больше, но это не означает, что реактор «Нептун» станет неустойчивым уже при нескольких мегаваттах. Дело в том, что в отличие от проблемы флуктуаций порог неустойчивости можно увеличить и даже полностью избавиться от него путем адекватной конструкции твэлов реактора. Это и предусматривается для реактора «Нептун». Тем не менее увеличение $\beta_{\text{имп}}$ в 2–3 раза было бы желательно.

Из (1) видно, что изменение только среднего времени «жизни» поколения нейтронов помимо полезного увеличения $\beta_{\text{имп}}$ приводит к негативному увеличению длительности импульсов мощности, что снижает эффективность реактора как нейтронного источника. При одновременном изменении (τ и V) или (τ и α) в одну сторону и в одинаковой степени длительность импульса практически не изменяется, а $\beta_{\text{имп}}$ увеличивается с увеличением любой из этих величин. *Следовательно, выгодно увеличивать одновременно и τ , и α (или v). В данной работе рассматривается только способ увеличения $\beta_{\text{имп}}$ за счет τ .*

КАЧЕСТВЕННЫЕ СООБРАЖЕНИЯ И ТЕХНИЧЕСКОЕ РЕШЕНИЕ ПО ПРОБЛЕМЕ СНИЖЕНИЯ ФЛУКТУАЦИЙ МОЩНОСТИ В РЕАКТОРЕ «НЕПТУН»

Повысить время жизни поколения нейтронов в реакторе «Нептун» можно добавлением на периферию активной зоны изотопов, делящихся на эпитепловых нейтронах: плутония-239 или урана-235 (рис. 1).

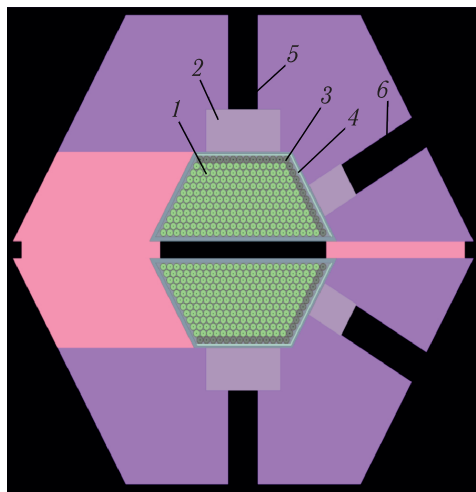


Рис. 1. Активная зона «Нептуна» с добавкой U-235 или Pu-239 на периферию: 1 — твэл NpN ; 2 — водяной замедлитель; 3 — твэл с добавками плутония или урана; 4 — слой гадолиния

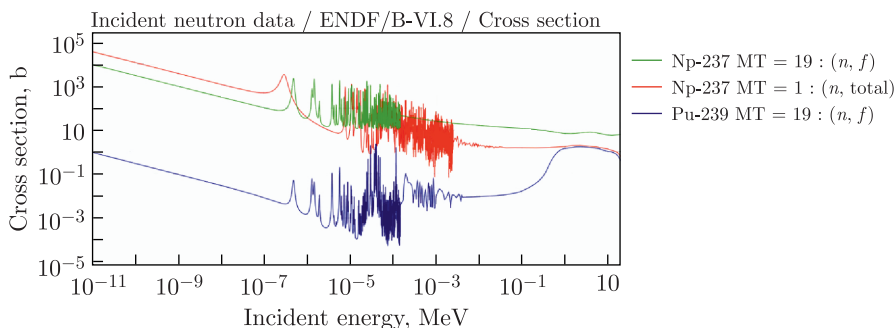


Рис. 2. Сечение деления Pu-239, Np-237 и сечение поглощения Np-237

Для Pu-239 первый резонанс деления приходится на 0,3 эВ с сечением 1000–3000 б в интервале 0,2–0,4 эВ с минимумом сечения 10–100 б в районе 0,5–5 эВ. Длина поглощения в нитриде плутония (90% Pu-239) соответственно будет 0,2–0,3 мм; в нитриде нептуния (вне резонансов 0,5 и $\sim 1,1$ эВ) — около 1,5 мм (рис. 2).

Так что добавление нитрида плутония в нитрид нептуния в твэлы пограничного с водяными замедлителями нейтронов ряда приводит к заметному делению плутония в интервале 0,2–0,4 эВ. Эпитепловые нейтроны такой энергии «живут» порядка 5–10 мкс, и тогда достаточно около 0,1% делений на плутонии, чтобы в несколько раз увеличить среднее время жизни нейтронов деления.

В случае добавления U-235 эффективно «работают» зоны энергий от 0,2 эВ до первого резонанса захвата нептуния 0,5 эВ и между первым и вторым резонансом $\sim 1,1$ эВ. Сечение деления урана-235 в этом диапазоне в два-три раза выше сечения поглощения нейтронов нептунием (рис. 3), при этом отношение деления к поглощению для урана-235 — около 0,8. Таким образом, длина поглощения нейтронов этого диапазона при равной доле урана и нептуния составит 5–7 мм, т. е. достаточно доли урана порядка 50% для полного поглощения эпитепловых нейтронов.

Твэлы, содержащие плутоний или уран, образуют один ряд в составе сборок активной зоны по соседству с предзамедлителями нейтронов. В этом районе нейтроны из замедлителей фильтруются гадолинием из расчета практически полного поглоще-

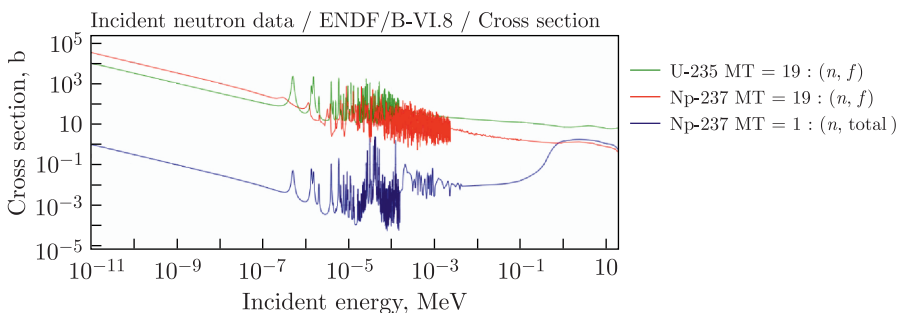


Рис. 3. Сечение деления U-235, Np-237 и сечение поглощения Np-237

ния тепловых нейтронов (ниже 0,2 эВ) и малого поглощения эпитепловых, чтобы избежать слишком сильного увеличения времени генерации нейтронов.

В данной работе была использована программа SERPENT-2.31 для расчета методом Монте-Карло времени жизни поколения нейтронов, распределения мощности в твэлах активной зоны и изменения реактивности из-за добавления Pu-239 или U-235. Для получения непрерывных данных использована библиотека ENDF/B-VII.0.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ И ПОЛУЧЕННЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Четыре различных состава с разным содержанием U-235 и Pu-239 и три разных толщины Gd-фильтра (с концентрацией Gd $5 \cdot 10^{21}$ атом/см³) были испытаны, чтобы выбрать наиболее подходящий состав и концентрацию для достижения желательного времени жизни поколения нейтронов.

В первом ряду около водяного замедлителя (см. рис. 1) топливные композиции (NpN) были заменены на один из следующих составов:

1. PuN + NpN, в различных объемных процентах (10 + 90, 15 + 85 и 20 + 80 об. % для PuN и NpN соответственно);
2. Pu + ZrN, в различных объемных процентах (10 + 90, 15 + 85, 20 + 80 и 25 + 75 об. % для PuN и ZrN соответственно);
3. UN при разном обогащении по U-235 (25, 50 и 60 %);
4. UN + NpN при различных объемных процентах и разном обогащении по U-235 (40 + 60 об. % при обогащении 40 %, 40 + 60 об. % при обогащении 90 % и 50 + 50 об. % при обогащении 50 %).

Каждый из вариантов композиции (всего 13, см. табл. 1) был протестирован с тремя разными толщинами Gd-фильтра (0,1, 0,3 и 0,5 см). Результаты расчета:

1. *Время жизни поколения нейтронов.* Результаты показаны на рис. 4. Видно, что желательное время (25–30 нс) можно достигнуть с несколькими из рассчитанных композиций: 1–4 и 12–13.

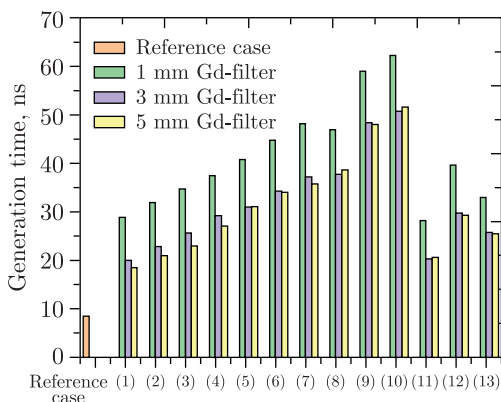


Рис. 4. Время генерации при различных составах и различной толщине Gd-фильтра

Таблица 1. Соответствие между композицией и ее номером

Номер	Композиция
1	PuN + NpN (10 + 90 %)
2	PuN + NpN (15 + 85 %)
3	PuN + NpN (20 + 80 %)
4	PuN + ZrN (10 + 90 %)
5	PuN + ZrN (15 + 85 %)
6	PuN + ZrN (20 + 80 %)
7	PuN + ZrN (25 + 75 %)
8	UN, обогащение 25 %
9	UN, обогащение 50 %
10	UN, обогащение 60 %
11	UN + NpN (40 + 60 %), обогащение 40 %
12	UN + NpN (40 + 60 %), обогащение 90 %
13	UN + NpN (50 + 50 %), обогащение 50 %

Сравнивая время жизни поколения нейтронов для вариантов с Pu и Np и без него, можно заметить, что присутствие Np уменьшает общее количество делений в Pu, поглощая часть нейтронов на его первом резонансном пике, и в результате присутствие Np уменьшает время генерации при той же концентрации Pu.

Замена нептуния на уран также увеличивает время жизни поколения нейтронов, в том числе, за счет деления на эпитепловых нейтронах. Снижение времени жизни поколения нейтронов с увеличением толщины Gd-фильтра проявляется слабее, чем для плутония, что связано с более высоким отношением сечения деления к сечению поглощения резонансных нейтронов у урана-235.

2. *Эффективная доля запаздывающих нейтронов ($\beta_{эф}$)*. Фоновая мощность между импульсами определяется эффективной долей запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$. На рис.5 видно, что изменение $\beta_{эф}$ от добавления Pu или U очень низкое, что обещает лишь небольшое увеличение фоновой мощности реактора. Также оказалось, что

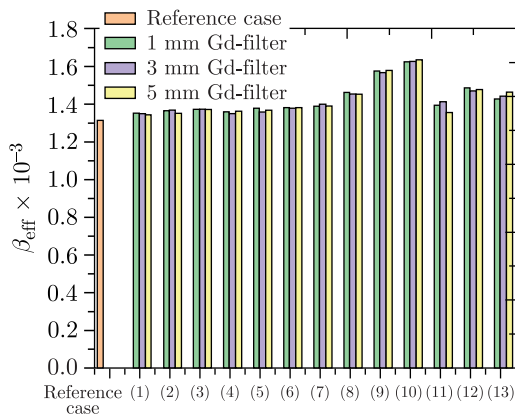


Рис. 5. Изменение эффективной доли запаздывающих нейтронов при разных составах

на увеличение $\beta_{эф}$ влияет прежде всего объемное содержание урана-235, а влияние урана-238 мало. Нежелательными можно считать композиции 9, 10.

3. *Изменение коэффициента размножения от добавления Pu и U.* Добавление плутония и урана, безусловно, приводит к изменению коэффициента размножения, будь то увеличение или уменьшение. Реакционная способность будет в основном определяться плотностью делящихся атомов и их соотношением с атомами нептуния. Из результатов расчетов, показанных на рис. 6, видно, что увеличение концентрации Pu ведет к очевидному росту реактивности, а добавление Np дает постоянную прибавку $\sim 1\%$ к $k_{эф}$.

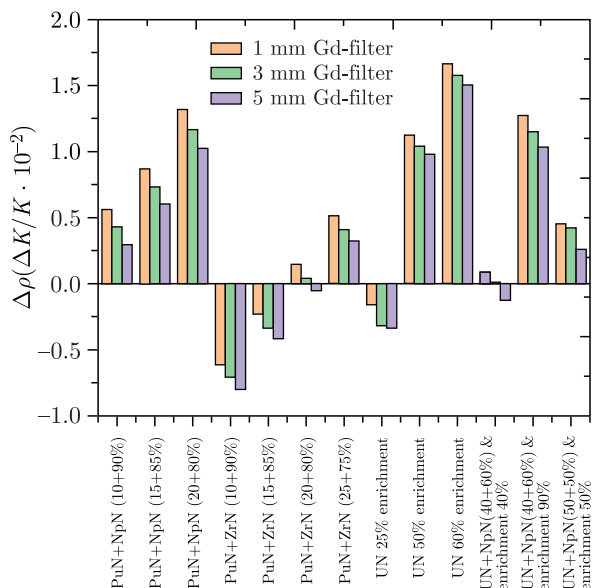


Рис. 6. Изменение реактивностей в результате добавления Pu или U

В случае добавления урана $k_{эф}$ также увеличивается от отрицательной в сторону положительной с увеличением концентрации урана-235, причем пороговая концентрация ниже при наличии нептуния, блоки вариантов 8, 9, 10 и 11, 12, 13. Отрицательный вклад в $k_{эф}$ при низких концентрациях объясняется тем, что поглощение нейтронов в неделящихся материалах будет больше, чем число актов деления в делящихся. Конечно, снижение реактивности нежелательно, поэтому выгодными можно считать варианты композиций 3, 9, 10 и 12, особенно учитывая отрицательный эффект выгорания урана или плутония в твэлах с большой положительной реактивностью, что позволит частично или полностью компенсировать положительный эффект выгорания нептуния.

4. *Распределение энерговыделения по активной зоне.* Чтобы выбрать наиболее подходящий вариант, необходимо учитывать также распределение энерговыделения и влияние на плотность потока нейтронов:

- максимальной мощности в центре активной зоны;
- максимальной мощности на периферии;
- разницы между центром и периферией.



Рис. 7. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для справочного случая без дополнений



Рис. 8. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 1-го варианта: PuN + NpN (10 + 90 об. %) при 1-мм Gd-фильтре



Рис. 9. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 2-го варианта: PuN + NpN (15 + 85 об. %) при 1-мм Gd-фильтре



Рис. 10. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 6-го варианта: PuN + ZrN (20 + 80 об. %) при 6-мм Gd-фильтре



Рис. 11. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 11-го варианта: UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении 40% и 1-мм Gd-фильтре



Рис. 12. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 12-го варианта: UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении 90% и 3-мм Gd-фильтре

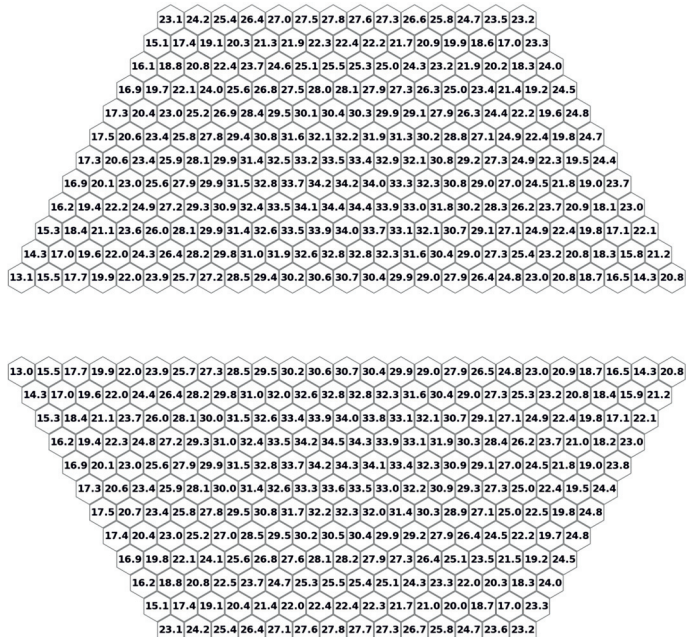


Рис. 13. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 12-го варианта: UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении 90 % и 5-мм Gd-филт্রে

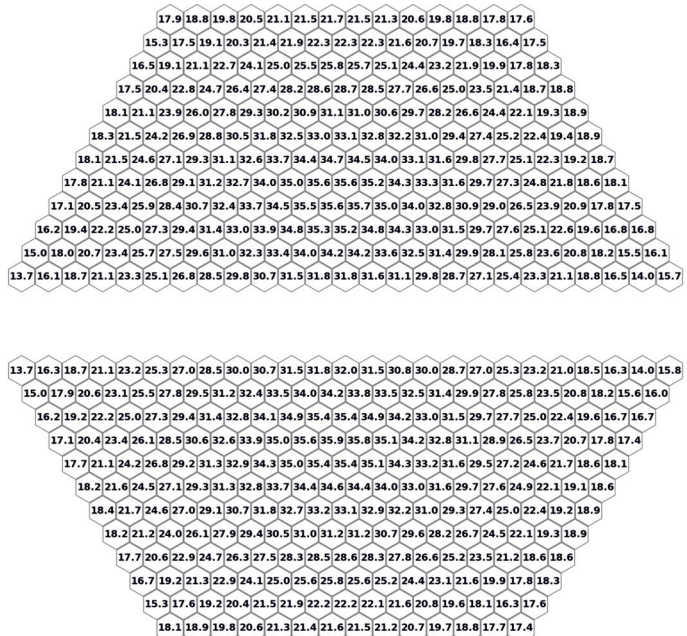


Рис. 14. Распределение энерговыделения по активной зоне (кВт/твэл) для 13-го варианта: UN + NpN (50 + 50 об. %) при обогащении 50 % и 1-мм Gd-филт্রে

Чтобы выбрать наиболее подходящий вариант, необходимо учитывать также распределение энерговыделения и плотности потока нейтронов по активной зоне. Эти факторы влияют на мощностные эффекты реактивности и потоки тепловых нейтронов во внешние пучки. Результаты расчета распределения энерговыделения для некоторых вариантов приведены в табл. 2 и на рис. 7–14.

Таблица 2. Результаты сравнения распределения мощности между выбранными вариантами

Номер варианта	Максимум в центре, кВт	Максимум на периферии, кВт	Разница между центром и периферией, кВт
Np без добавок	36,794	18,031	18,763
1, 1-мм Gd-фильтр	35,769	22,105	13,664
2, 1-мм Gd-фильтр	35,259	24,004	11,255
6, 3-мм Gd-фильтр	34,704	26,676	8,028
11, 1-мм Gd-фильтр	36,623	18,976	17,647
12, 3-мм Gd-фильтр	34,428	27,779	6,649
12, 5-мм Gd-фильтр	34,511	27,784	6,727
13, 1-мм Gd-фильтр	35,856	21,687	14,169

ВЫВОДЫ

По совокупности данных для выполнения предъявляемых требований подходят варианты 3 и 12:

3 — PuN + NpN (20 + 80 об. %) с 3-мм Gd-фильтром;

12 — UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении урана 90% с 3–5-мм Gd-фильтром.

Однако последствия сопутствующего эффекта в этих вариантах — выравнивание потоков быстрых нейтронов с увеличением потока на периферии — еще предстоит оценить. Если повышение выхода тепловых нейтронов во внешние пучки, без сомнения, положительный фактор, то совсем не очевидна степень влияния на эффекты реактивности от изгиба твэлов. Так, периферийный ряд с большим энерговыделением определенно увеличит положительную составляющую мощностного эффекта реактивности. Насколько — это вопрос. К тому же необходимо оценить влияние выгорания гадолиниевого фильтра на эффекты допирования. С учетом этого могут оказаться более приемлемыми другие варианты допирования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрение широкого спектра вариантов композиции ядерного топлива с добавками нитридов урана и плутония к нитриду урана в периферийных твэлах реактора «Нептун» показало эффективность предложенного способа увеличения времени поколения мгновенных нейтронов и импульсной доли запаздывающих нейтронов и, соответственно, — снижения флуктуаций импульсов мощности реактора. При внесении

добавки урана или плутония, нужной для снижения флуктуаций в 2,5 раза, обнаружены сопутствующие благоприятные побочные эффекты: выравнивание энергораспределения в активной зоне и увеличение потока тепловых нейтронов в замедлителях, а также снижение положительного эффекта выгорания от генерации плутония-238 за счет более высокого отрицательного эффекта выгорания урана и плутония по сравнению с нептунием. Остается невыясненным вопрос: насколько повлияют добавки урана или плутония на температурные эффекты реактивности из-за изгиба твэлов? Окончательный выбор варианта допирования периферийных твэлов предстоит сделать после решения возникших вопросов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Aksenov V. L.* A 15-Year Forward Look at Neutron Facilities in JINR. JINR Commun. E3-2017-12. Dubna, 2017.
2. *Ананьев В. Д., Пепельшиев Ю. Н., Rogov A. D.* Расчеты по оптимизации реактора ИБР-2 // Вопр. атомной науки и техники. Сер. «Физика ядерных реакторов». 2018. № 3. С. 11–27.
3. *Aksenov V. L., Ananiev V. D., Komyshev G. G., Rogov A. D., Shabalin E. P.* On the Limit of Neutron Fluxes in the Fission-Based Pulsed Neutron Sources // Phys. Part. Nucl. Lett. 2017. V. 14. P. 788–797.
4. *Шабалин Е. П., Погодаев Г. Н.* К вопросу оптимизации импульсного реактора на быстрых нейтронах. Сообщ. ОИЯИ 2708. Дубна, 1966.
5. *Драгунов Ю. Г., Шабалин Е. П., Романова Н. В. и др.* Модернизация импульсного исследовательского реактора ИБР-2 // АЭ. 2012. Т. 113, № 1. С. 29–34.
6. *Шабалин Е. П., Аксенов В. Л., Комышев Г. Г., Rogov A. D.* Высокопоточный импульсный исследовательский реактор на основе нептуния // АЭ. 2018. Т. 124, № 6. С. 309–314.
7. *Шабалин Е. П., Аксенов В. Л., Комышев Г. Г., Rogov A. D., Ананьев В. Д.* О пределе нейтронных потоков в импульсных источниках на основе реакции деления // Письма в ЭЧАЯ. 2017. Т. 14, № 5(210). С. 556–570.
8. *Аксенов В. Л., Балагуров А. М., Козленко Д. П.* Исследования конденсированного состояния вещества на модернизированном реакторе ИБР-2: от функциональных материалов до нанобиотехнологий // ЭЧАЯ. 2016. Т. 47, вып. 4. С. 1154–1191.
9. *Шабалин Е. П.* Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976. С. 248.
10. *Sanchez R. et al.* Criticality of a ^{237}Np Sphere // Nucl. Sci. Eng. 2008. V. 1. P. 1–14.
11. *Buhmann E., Kirchner G.* Proliferation Relevance and Safeguards Implications of Partitioning and Transmutation Nuclear Fuel Cycles // Sci. Global Secur. 2018. V. 26, No. 2–3. P. 91–108.
12. *Бондаренко И. И., Стависский Ю. Я.* Импульсный режим работы быстрого реактора // АЭ. 1959. Т. 7, № 5. С. 417–420.
13. *Пепельшиев Ю. Н., Попов А. К., Сумхуу Д., Rogov A. D.* О пределах колебательной неустойчивости ИРПД. Препринт ОИЯИ Р13-2020-6. Дубна, 2020.

Получено 11 ноября 2020 г.