

Analysis of Steam System to Create and Maintain Elevated Pressure of the First Circuit Coolant of Nuclear Power Plant

A.V. Razuvaev

*Balakovsky Engineering Institute of Technology NIIAU MIFI, Balakovo, Saratov region, Russia
e-mail: vipdomik@mail.ru*

Abstract – The work presents an analysis of the work and parameters of the steam system system to maintain the high pressure of the coolant in the first circuit of the nuclear power plant. Based on the analysis, there are justifications and suggestions for switching to another system to maintain the elevated pressure of the coolant in the first circuit. An estimate of the cost-effectiveness of the elimination of heat-heating elements in the KD hull has been given. According to literary data, the change in the mechanical properties of metal from the temperatures available in operation is presented. As a result, practical conclusions based on the analysis are substantiated.

Keywords: steam pressure maintenance system, nuclear power plant, temperature of the first circuit coolant, mechanical properties, estimated economic effect.

УДК 621.039.1

ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ НИТРИДНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ ВВЭР-1000

Ю.А. Бондарчук, А.А. Лапкис

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Волгодонск, Ростовская обл., Россия

В работе произведена оценка возможности внедрения монокрида урана в качестве топлива для водо-водяных энергетических реакторов на тепловых нейтронах. Выполнено сравнение тепломеханических характеристик монокрида урана и диоксида урана. Проведен анализ изменения коэффициента размножения в процессе выгорания для нитридного и оксидного топлив с учетом наличия двух изотопов азота ^{15}N и ^{14}N . Выполнен теплогидравлический расчет, в ходе которого определены температурное распределение в теплоносителе и твэле, максимальная температура топлива и запас до кризиса теплообмена при работе реактора в номинальном режиме.

Ключевые слова: нитридное топливо, водо-водяные реакторы, коэффициент размножения.

Возможность получить с единицы массы топлива больше энергии реализуема посредством ввода новых технико-конструкционных решений либо внедрения новых композиций топливной загрузки. Широко распространенным ядерным топливом является диоксид урана, но ввиду имеющихся свойств UO_2 совершенствование высокоэффективных энергетических установок на оксидном топливе усложняется. Одним из наиболее привлекательных видов высокотемпературного ядерного топлива, пригодного как для быстрых, так и для тепловых реакторов является монокрид урана [1].

Рассматриваемое нитридное топливо имеет более привлекательные тепломеханические характеристики по сравнению с применяемым керамическим топливом (табл. 1). Его более плотная композиция позволяет получить более высокие теплотехнические показатели и повысить безопасность.

Таблица 1 – Сравнение характеристик мононитрида урана и диоксида урана

Сравниваемый параметр	Мононитрид урана (UN)	Диоксид урана (UO ₂)
Плотность, г/см ³	14,32	11
Температура плавления, °С	2850	2750
Коэффициент теплопроводности при T=1000К, Вт/(м·°С)	14	11
Коэффициент температурного расширения при T=1000 К, 1/К	8,4·10 ⁻⁶	3,1·10 ⁻⁵
Термостойкость, Вт/м	18	2
Пористость, %	11	7,8

Цель работы: оценить возможность внедрения мононитрида урана в качестве топлива для водо-водяных энергетических реакторов на тепловых нейтронах.

В качестве программного средства для расчетов был использован программный комплекс Serpent 2.0, реализующий метод Монте-Карло [2].

В программной среде была реализована бесконечная решетка, состоящая из бесконечных по высоте ТВС-2М модификации U49G6, окруженных водой в качестве замедлителя (рис. 1). Рассматриваемая ТВС отличается следующими характеристиками: количество твэлов 306 с обогащением по U-235 4,95 %; 6 твэгов с обогащением по U-235 3,6 % и концентрацией Gd₂O₃ в твэге 5 %.

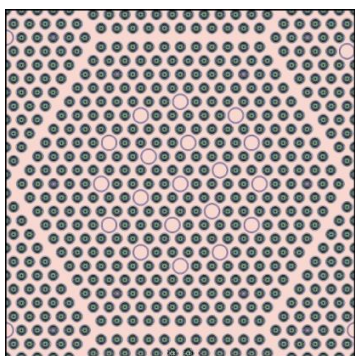


Рисунок 1 – Геометрия, реализуемая

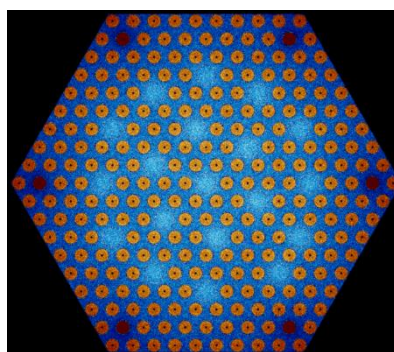


Рисунок 2 – Распределение энерговыделения в программной среде Serpent 2.0

Природный азот состоит из двух стабильных изотопов ¹⁴N – 99,635 % и ¹⁵N – 0,365%. Расчет был проведен для трех видов топлива: UN (на ¹⁵N), UN (на ¹⁴N), UO₂.

В ходе исследования было изучено изменение эффективного коэффициента размножения K_{эфф} в процессе выгорания для нитридного и оксидного топлив. Результаты представлены на рисунке 3.

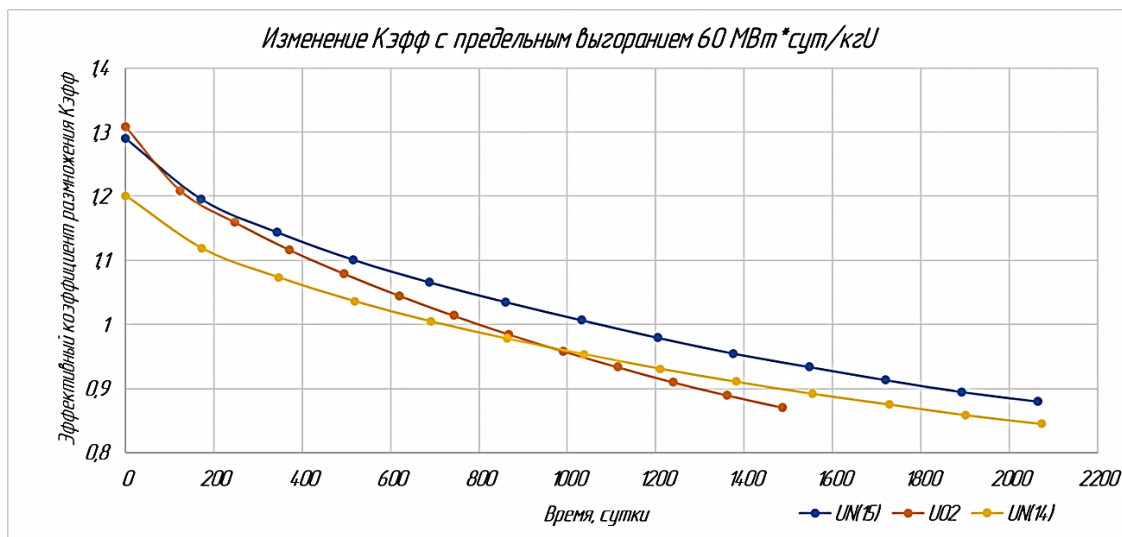


Рисунок 3 – График изменения эффективного коэффициента размножения с учетом выгорания

Коэффициент размножения монокрида урана ниже аналогичного показателя диоксида урана, а значит, запас реактивности оксидного топлива выше; разница запаса реактивности для UN^{15} и UO_2 в данном расчете составила 1,38 %, но стоит заметить, что нитридное топливо выгорает более медленно из-за более высокой плотности композиции. Вариант топлива UN^{14} имеет значительно более низкие показатели, чем его аналог UN^{15} . Это можно объяснить высоким сечением захвата нейтронов у изотопа ^{14}N . Использование изотопа ^{14}N приводит к увеличению объема газов примерно на 1 %, треть которого относится к водороду. Для ^{15}N , эти реакции отсутствуют. Кроме того, большое беспокойство вызывает трансмутация ^{14}N в ^{14}C – долгоживущий радиоактивный изотоп, который влияет на нейтронную физику нитридного топлива [1, 3].

Также был проведен теплогидравлический расчет с целью обосновать теплотехническую надежность внедряемого топлива.

Температурное распределение в теплоносителе и твэлах, а также тепловые нагрузки находятся в пределах допустимых величин. Максимальная температура внутренней поверхности топливного сердечника ниже 2000 °С, предельно допустимая температура – температура плавления монокрида урана – составляет 2850 °С.

Минимальный запас до кризиса теплообмена для максимально нагруженного тепловыделяющего элемента составил 1,5. Полученные значения запаса по температуре топлива и запаса до кризиса теплообмена, показывают, что реактор, работая на монокриде урана, способен выдерживать значительные отклонения от расчетного режима работы.

Проведенное исследование показало, что монокрид урана может быть применен в реакторах на тепловых нейтронах. Рассматриваемое топливо имеет выраженные тепломеханические преимущества перед оксидным топливом: более высокие показатели по плотности, теплопроводности, термостойкости. Более плотная композиция нитридного топлива имеет более медленный темп выгорания. Прирост длительности кампании водо-водяного реактора при переходе с оксидного топлива на монокрид урана возможен только при использовании в топливе азота, обогащенного по ^{15}N . Внедрение монокрида урана в качестве топлива для легководных реакторов требует решения вопроса по величине обогащения азота изотопом ^{15}N .

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев, С.В. Нитридное топливо для ядерной энергетики / С.В. Алексеев, В.А. Зайцев. – Техносфера, 2013. – 244 с.
2. Leppänen, J., et al. (2015) The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://montecarlo.vtt.fi/>.
3. Копырин, А.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива / А.А. Копырин, А.И. Карелин, В.А. Карелин. – Атомэнергоиздат, 2006. – 574 с.

Justification of Possibility of Using Uranium Nitride as Nuclear Fuel for WWER-1000 Reactor

Y.A. Bondarchuk, A.A. Lapkis¹

National Research Nuclear University Moscow Engineering Physics Institute Volgodonsk Engineering Technical Institute (branch), Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360

¹*e-mail: aalapkis@mephi.ru*

Abstract – The report assesses the possibility of using uranium mononitride as a fuel for VVER reactors. The thermal and mechanical characteristics of uranium mononitride and uranium dioxide were compared. The analysis of changes in the multiplication coefficient during burnout for nitride and oxide fuels was performed with regard the presence of two nitrogen isotopes ^{15}N и ^{14}N . A thermohydraulic calculation is performed, during which the temperature distribution in the coolant and fuel element, the maximum fuel temperature and the critical power ratio during the reactor at rated power operation are determined.

Keywords: nitride fuel, water water energy reactors, multiplication coefficient.