

**ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ ҲУЗУРИДАГИ ИЛМИЙ  
ДАРАЖАЛАР БЕРУВЧИ DSc.02/30.12.2019.FM/Т.33.01 РАҚАМЛИ  
ИЛМИЙ КЕНГАШ**

---

**ҚОЗОҒИСТОН РЕСПУБЛИКАСИ ЭНЕРГЕТИКА ВАЗИРЛИГИ  
ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ**

**ШАЙМЕРДЕНОВ АСЕТ АБДУЛЛАЕВИЧ**

**ВВР-К РЕАКТОРИ ФАОЛ ЗОНАСИНИНГ КАМ БОЙИТИЛГАН УРАН  
ЎҚИЛҒИСИ БИЛАН ИШЛАГАНДА ФОЙДАЛАНИШ ТАРТИБИНИ  
ҲИСОБЛАШ ВА ТАЖРИБАВИЙ ИЗОҲЛАШ**

**01.04.01 -Экспериментал физиканинг асбоблари ва усуллари**

**Техника фанлари буйича фалсафа доктори (PhD)диссертацияси  
АВТОРЕФЕРАТИ**

**Тошкент – 2020**

**Техника фанлари буйича фалсафа доктори (PhD)  
диссертацияси автореферати мундарижаси**

**Оглавление автореферата диссертации доктора философии(PhD)  
по техническим наукам**

**Content of the dissertation abstract of the doctor of philosophy (PhD)  
on technical sciences**

**Шаймерденов Асет Абдуллаевич**

ВВР-К реактори фаол зонасининг кам бойитилган уран ёқилғиси билан  
ишлаганда фойдаланиш тартибини ҳисоблаш ва тажрибавий  
изоҳлаш..... 5

**Шаймерденов Асет Абдуллаевич**

Расчетно-экспериментальное обоснование  
эксплуатационных режимов активной зоны реактора ВВР-К  
низкообогащенным урановым топливом ..... 23

**Shaimerdenov Asset Abdullaevich**

Substantiation of operational modes for the WWR-K reactor core  
with low enriched uranium fuel via experiments and calculations.....42

**Эълон қилинганишлар рўйхати**

Список опубликованных работ  
List of published works .....49

**ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ ҲУЗУРИДАГИ ИЛМИЙ  
ДАРАЖАЛАР БЕРУВЧИ DSc.02/30.12.2019.FM/Т.33.01 РАҚАМЛИ  
ИЛМИЙ КЕНГАШ**

---

**ҚОЗОҒИСТОН РЕСПУБЛИКАСИ ЭНЕРГЕТИКА ВАЗИРЛИГИ  
ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ**

**ШАЙМЕРДЕНОВ АСЕТ АБДУЛЛАЕВИЧ**

**ВВР-К РЕАКТОРИ ФАОЛ ЗОНАСИНИНГ КАМ БОЙИТИЛГАН УРАН  
ЁҚИЛҒИСИ БИЛАН ИШЛАГАНДА ФОЙДАЛАНИШ ТАРТИБИНИ  
ҲИСОБЛАШ ВА ТАЖРИБАВИЙ ИЗОҲЛАШ**

**01.04.01 - Экспериментал физиканинг асбоблари ва усуллари**

**Техника фанлари буйича фалсафа доктори (PhD)диссертацияси  
АВТОРЕФЕРАТИ**

**Тошкент–2020**

Диссертация Миллий тадқиқот Томск политехника университетида ва Қозоғистон Республикаси энергетика вазирлиги Ядро физикаси институтида бажарилган.

Диссертация автореферати уч тилда (ўзбек, рус, инглиз (резюме)) Илмий кенгаш веб-саҳифаси (www.inp.uz) ва «Ziynet» ахборот-таълим порталида (www.ziynet.uz) жойлаштирилган.

<b>Илмий раҳбар:</b>	<b>Шаманин Игорь Владимирович</b> физика-математика фанлари доктори, профессор
<b>Расмий оппонентлар:</b>	<b>Муминов Толиб Мусаевич</b> физика-математика фанлари доктори, профессор, академик <b>Байтелесов Сапар Акимович</b> физика-математика фанлари номзоди, катта илмий ходим
<b>Етакчи ташкилот:</b>	<b>Ал-Фаробий номидаги Қозоғистон Миллий университети, Олмаота, Қозоғистон</b>

Диссертация ҳимояси Ядро физикаси институти ҳузуридаги DSc.02/30.12.2019. FM/T.33.01 рақамли Илмий кенгашнинг 2020 йил \_\_\_\_\_ соат \_\_\_\_\_ даги мажлисида бўлиб ўтади. Манзил: 100174, Тошкент ш., Улуғбек кўрғони, Ядро физикаси институти, Тел. (+99871) 289-31-41; факс (+99871) 289-36-65; e-mail: info@inp.uz.

Диссертацияси билан Ядро физикаси институтининг Ахборот-ресурс марказида танишиш мумкин (\_\_\_\_\_ рақами билан рўйхатга олинган). Манзил: 100214, Тошкент ш., Улуғбек кўрғони, ЯФИ. Тел. (+99871) 289-31-19.

Диссертация автореферати 2020 йил «\_\_» \_\_\_\_\_ куни тарқатилди.  
(2020 йил “\_\_” \_\_\_\_\_ даги \_\_\_\_\_ рақамли реестр баённомаси)

**М. Ю. Ташметов**  
Илмий даражалар берувчи илмий кенгаш раиси ф.-м.ф.д., профессор

**О. Р. Тожибоев**  
Илмий даражалар берувчи илмий кенгаш илмий котиби ф.-м.ф. PhD

**И. Нуритдинов**  
Илмий даражалар берувчи илмий кенгаш ҳузуридаги илмий семинар раиси ф.-м.ф.д., профессор

## КИРИШ (фалсафа доктори (PhD)диссертацияси аннотацияси)

**Диссертация мавзусининг долзарблиги ва зарурийлиги.** Собик иттифоқ давлати инқирозга учрагандан кейин Семипалатинск синов полигони Қозоғистон Республикасига арсенал кўринишда ҳарбий ядровий қурол мерос бўлиб қолди. Қозоғистон Республикаси Президентининг 1991 йил 29 августдаги 409-сонли қарори билан ядро қуроллари синовдан ўтказилган Семипалатинск полигони ёпилди. Ўша пайтдан бошлаб, Қозоғистон ядровий қуролдан ихтиёрий равишда воз кечди ва ўзини фақат атом энергиясидан тинч мақсадларда фойдаланишни ривожлантирадиган мамлакат сифатида юзага чиқди. Маълумки, тадқиқот реакторлари ҳарбий мақсадларда ишлатилиши мумкин бўлган юқори даражада бойитилган ёқилғининг асосий истеъмолчилари ҳисобланади. Шу муносабат билан, 70-йилларнинг охирида ядро ёқилғиси соҳасида мутахассислар тадқиқот реакторларини кам бойитилган ёқилғига (20% бойитилган уран-235 га) ўтказишни қатъий тавсия қилишни бошладилар. 1978 йилда Америка Қўшма Штатлари тадқиқот ва материалшунослик реакторларида кам бойитилган ёқилғилардан фойдаланиш дастурини (RERTR) тавсия қилди. RERTR дастури кенг миқёсда халқаро эътироф этилди ва қўллаб қувватланди, ҳамда таҳдидни камайтириш глобал ташаббуси доирасида амалга оширилди.

Қозоғистонда юқори бойитилган ёқилғидан фойдаланаётган 3 та тадқиқот ва 1 та критик ҳолатдаги реакторлар мавжуд. Ушбу реакторлардан бири Олмаота шаҳри яқинида жойлашган ВВР-К реакторидир. Қозоғистон Республикасининг 2025 йилгача ривожлантириш стратегик режаси<sup>1</sup> ва Ядро материаллари ва технологияларини тарқатмаслик бўйича халқаро мажбуриятлар доирасида 2003 йилда Қозоғистон Республикаси Ядро физикаси институтида ВВР-К реакторини кам бойитилган уран ёқилғисига ўтказишнинг мақсадга мувофиқлиги бўйича тадқиқотлар бошланди. Юқори даражада бойитилган урани кам бойитилган уран билан алмаштирганда реакторнинг ишлаш даражаси ёмонлашишига ва бу ишлатиш харажатларининг кўпайишига олиб келади. Реактор фаол зонасида ядро ёқилғисида юкланиш реактивлигининг пасайиши,  $U^{235}$  ёниш чуқурлиги пасайишида, ёқилғи нархининг қимматлашиши ва бу фаол зона ҳажмининг ошишига олиб келади, натижада нейтрон оқими катталигини қувват бирлигига нисбати камайишига олиб келади, яъни реактор самарадорлиги пасаяди. Шу сабабли, ВВР-К реакторини кам бойитилган уран ёқилғисига ўтказишда амалий техник имкониятни баҳолашдан ВВР-К реакторидаги янги иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг иш шароитларини тажрибавий моделлаштириш ва критик ҳолатда реакторни физик ишга туширишгача бўлган тўлиқ ҳисоблаш даври ўтказилди. ВВР-К реакторини конверсия қилиш учун янги иссиқлик ажратувчи йиғилмаси дизайни ишлаб чиқилган ва у ВВР-КН деб номланган.

---

<sup>1</sup>Қозоғистон Республикаси Президентининг 2018 йил 15 февралдаги 636-сонли “Қозоғистон Республикасининг 2025 йилгача ривожлантириш стратегик режаси”даги Фармони

Ҳар қандай ядро реактори аҳоли, ходимлар ва атроф-муҳитга радиациявий таъсир қилувчи хавфли қурилмадир ва унинг хавфсизлиги билан боғлиқ масалалар бутун дунёда долзарб ва устувор ҳисобланади. Қозоғистон ҳам бундан мустасно эмас, республикада ядровий объектларнинг ядровий ва радиациявий хавфсизлигини таъминлашга қаратилган тадқиқотлар долзарбдир. Ушбу ишнинг долзарблиги, ВВР-К реакторини кам бойитилган уран ёқилғиси билан ишлаш хавфсизлигини асослаш ва ВВР-К реактори фаол зонасида математик ва физик моделлаштириш натижасида иссиқ ажратувчи йиғилмаларнинг иш қобилияти тўғрисидаги янги маълумотларни олишдир.

Қозоғистон Республикаси Президентининг 2018 йил 15 февралдаги 636-сонли “Қозоғистон Республикасининг 2025 йилгача ривожлантириш стратегик режаси” тўғрисидаги Фармони, 2011 йил 18 февралдаги 407- IV -сонли “Фан тўғрисида” ги, 2009 йил 30 мартдаги 146-IV -сонли “Инновацион фаолиятни давлат томонидан қўллаб-қувватлаш тўғрисида”ги Қонунлари, ҳамда мазкур фаолиятга тегишли бошқа меъёрий-ҳуқуқий ҳужжатларда белгиланган вазифаларни амалга ошириш борасида ушбу диссертация тадқиқоти муайян даражада хизмат қилади.

**Тадқиқотнинг Республика фан ва технологиялар ривожланишининг устувор йўналишлари билан мувофиқлиги.** Диссертация тадқиқотлари Қозоғистон республикасида “Энергетика ва машинасозлик” фан ва технологияларни ривожлантиришнинг устувор йўналиши доирасида бажарилган.

**Муаммонинг ўрганилганлик даражаси.** 1978 йилдан бошлаб тадқиқот ва материалшунослик реакторларини кам бойитилган уранга ўтказиш халқаро дастури асосида 50 дан ортиқ реакторлар уран - 235 20% дан кам бойитилган ёқилғисидан фойдаланишга ўтишди. Венгрия, Украина, Вьетнам, Чехия, Ўзбекистон, Ливия, Болгария ва Шимолий Кореядаги тадқиқот реакторлари учун Новосибирск кимёвий концентратлар заводида ВВР-М5 ва ИРТ-4М туридаги уран-235 20% дан кам бойитилган иссиқлик ажратувчи йиғилмасини ишлаб чиқариш йўлга қўйилди.

Россияда юқори даражада бойитилган уран ёқилғисидан ишлайдиган энг кўп тадқиқот реакторлари мавжуд, бундай ёқилғида ишлайдиган реакторларни минималлаштириш вазифаси ҳам муҳимдир. 2010 йилнинг декабрь ойида Росатом ва АҚШ энергетика вазирлиги ўртасида Россиянинг 6 та тадқиқот реакторларини конверсия қилиш имкониятларини олдиндан ўрганиш тўғрисида келишув имзоланди, булар: Аргус, ИР-8, ОР, ИРТ-МИФИ (Москва), МИР.М1 (Димитровград ш.) ва ИРТ-Т (Томск ш.) реакторлари. Аммо ҳозирги вақтда сиёсий вазият туфайли бу ишлар тўхтатиб қўйилган.

Ўзбекистон Республикасида Тошкент шаҳри яқинидаги Улуғбек шаҳарчасида жойлашган ВВР-СМ илмий тадқиқот реактори 2009 йилда кам бойитилган уран ёқилғисига ўтказилди. Реактор конверсияси учун 19,7% бойитилган уран-235 ИРТ-4М туридаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалари танланган. АҚШ да конверсия бўлган қуйидаги реакторларни қайд этиш мумкин: Висконсин университетидаги реактор (UWNR, University of

Wisconsin Nuclear Reactor); NRAD реактори (Neutron radiography reactor) Айдахо миллий лабораторияси; MURR реактори Миссури университети (University of Missouri Research Reactor center). Европада қуйидаги реакторлар конверсия қилинди: MARIA реактори (Польша), LVR-15 реактори (Чехия), ВВРС-М10 реактори (Венгрия); Японияда JRR-4 тадқиқот реактори (Japan Research Reactor) ва материалшунослик реактори JMTR (Japan Material Testing Reactor); Ливияда ИРТ-1 ҳамда Аргентинада RA-6 реакторлари кам бойитилган уран ёқилғисига ўтказилган.

Қуйида келтирилган реакторларнинг аксарияти конверсия қилингандан кейин ўз фаолиятини сақлаб қолган. Уларнинг баъзилари ҳозирда ёпилган ёки ишдан чиқарилган аммо, бу одатда улар жойлашган мамлакатнинг сиёсий қарорлари билан боғлиқ (ядро энергиясидан воз кечиш, реакторнинг ишлаш муддатининг тугаши, молиявий қийинчиликлар, янги норматив талаблар билан реакторнинг хавфсизлигини таъминлаш учун маблағ етишмаслиги). Мавжуд тадқиқот реакторларини конверсия қилиш асосий реактор тизимларини янгилаш ва модернизация қилиш, тизимлар ва ҳужжатларни даврий равишда кучайтириб бориладиган замонавий халқаро ва миллий тартибга солиш талабларига мувофиқ келтиришга имкон беради ва бу эҳтиёж ва талабга эга, чунки мавжуд тадқиқот реакторларининг аксарияти 40 йилдан ортиқ вақтдан бери фаолият юритмокда. Умуман олганда, реакторни кам бойитилган ёқилғига ўтказишда уни янги имкониятларга эга бўлган янги қурилмага айлантиришга олиб келади, деб айтиш мумкин.

**Диссертация тадқиқотининг диссертация бажарилган илмий-тадқиқот муассасасининг илмий-тадқиқот ишлари режалари билан боғлиқлиги.** Диссертация иши Қозоғистон Республикасида энергетика вазирлиги Ядро физикаси институти илмий-тадқиқот ишлари режасининг 02.03-рақамли «Қозоғистон Республикаси ядровий объектлари ва саноатнинг ядровий ва радиацион хавфсизлигини таъминлаш усулларини ишлаб чиқиш» (2004-2008), 02.02-рақамли «Қозоғистон Республикаси ядровий объектларининг ядровий ва радиацион хавфсизлигини таъминлаш буйича тадқиқотлар» (2009-2014), 01.04-рақамли «ВВР-К реактори фаол зонасини кам бойитилган ёқилғига ўтказиш» (2015-2017) лойиҳалари, шунингдек, тадқиқот ва материалшунослик реакторларида ёқилғининг бойитилишини камайтириш бўйича халқаро дастури доирасида (RERTR) бажарилган.

**Тадқиқотнинг мақсади** ВВР-К реакторининг янги турдаги ВВР-КН иссиқлик ажратувчи йиғилмалар янги дизайни билан хавфсиз ишлаши учун тажрибавий ҳисоб-китобни асослаш ва реакторнинг эксплуатация ва тажрибавий хусусиятларини тахминий яхшиланишини тасдиқлашдан иборат.

**Тадқиқотнинг вазифалари:**

реакторнинг эксплуатациявий ва тажрибавий хусусиятларини яхшилаш учун ВВР-КН турдаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалар (ИАЙ) асосида ВВР-К реактори фаол зонасининг янги тартибини ишлаб чиқиш;

ВВР-К реакторини янги кам бойитилган иссиқлик ажратувчи йиғилмалар ёқилғиси билан ишлаш режимларини математик моделлаштиришни амалга ошириш;

ВВР-К реактори фаол зонасидаги ВВР-КН турдаги ишлатилаётган ИАЙ ларнинг ишлаш муддатини аниқлаш синовларининг хавфсизлигини асослаш;

ВВР-К реакторида кам бойитилган иссиқлик ажратувчи йиғилмалар янги дизайнининг хусусиятларига эришиш учун шароитларни физик моделлаштириш;

ВВР-К реакторининг нормал ва ўтиш шароитида ишлаш хавфсизлигини асослаш;

математик моделлаштириш натижаларини тасдиқлаш учун критик ҳолатда ВВР-К реакторини кам бойитилган иссиқлик ажратувчи йиғилмалар билан ишга туширишни моделлаштириш.

**Тадқиқотнинг объекти** сифатида кам бойитилган ёқилғига эга ВВР-К реактори фаол зонаси олинган.

**Тадқиқотнинг предмети** деб ВВР-К тадқиқот реакторини конверсия қилиш учун махсус ишлаб чиқилган уран-235 кам бойитилган иссиқлик ажратувчи йиғилмаларларнинг янги дизайни ҳисобланади.

**Тадқиқот усуллари:** нейтрон-физик ҳисоб-китобларни амалга оширишда, MCNP ва MCU-REA компьютер кодлари ишлатилиб, унда нейтронни ўтказиш тенгламасини ечишда Монте Карло усули қўлланилди. Реакторнинг ишлаётган ҳолати учун термофизик ҳисоб-китоблар PLTEMP ва ASTRA компьютер кодлари, ўтиш даври – PARET ёрдамида амалга оширилди. Ишга тушириш режимида реактор фаол зонасининг нейтрон-физик хусусиятларини аниқлаш учун реактор критик ҳолатида тажрибалар ўтказилди. ВВР-К реактори фаол зонасида кам бойитилган уран ёқилғисига эга бўлган ИАЙ тажриба партиялари синовдан ўтказилди.

**Тадқиқотнинг илмий янгилиги** қуйидагилардан иборат:

реактор фаол зонасининг энг яхши конфигурациясини танлаш алгоритми таклиф қилинган;

реакторни конверсия пайтида унинг хавфсизлигини асослашнинг илмий-техник методологияси таклиф қилинган;

нейтронларни самарали кўпайтириш коэффиценти критик масса йиғилида фаол зонага жойлаштирилган ВВР-КН турдаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалар сонига экспериментал боғлиқлиги аниқланган;

реактор фаол зонасининг ВВР-КН ва ВВР-Ц турдаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалар билан аралаштирилган нейтрон-физик хусусиятлари экспериментал маълумотлар билан таққослаш асосида текширилган.

**Тадқиқотнинг амалий натижалари** қуйидагилардан иборат:

ВВР-К реакторининг турли хил иш шароитларида хавфсиз ишлаши учун чегаралар ва шартлар асосланган;

термогидравлик ўлчовларни ўтказиш учун тажриба стенди лойиҳалаштирилган ва ишлаб чиқилган;

биринчи марта ВВР-КН турдаги иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг ишлаш қобилияти бўйича экспериментал маълумотлар олинган;

ВВР-К реактор хавфсизлигини таҳлил қилиш бўйича иссиқлик ажратувчи йиғилмаларнинг ишлаш муддатини аниқлаш синовлари ва конверсия бўлган фаол зонасининг ҳисоботлари ишлаб чиқилган;



катта солиштирма энергия чиқиши билан иссиқлик ажратувчи йиғилмаларнинг дизайн хусусиятларига эришиш учун фаол зонаси баки ичидаги шарт-шароитларни моделлаштириш имконияти кўрсатилган;

бериллий рефлекторининг реактор фаол зонасидаги кечикувчи нейтронларнинг оқимиға таъсири аниқланган;

бериллийдан тажрибавий нурлантириш канали ясалган;

кам бойитилган уран ёқилғисига эға ВВР-К реакторини ишға туширишда муҳим критик массаға эға бўлиш тартиби ишлаб чиқилган.

**Тадқиқот натижаларининг ишончилиги** бу замонавий ўлчаш усуллари ва воситаларидан фойдаланган ҳолда экспериментал тадқиқотлар ўтказиш, шунингдек, кўплаб тажрибалар томонидан тасдиқланган ҳисоблаш моделлари ёрдамида асосланади. Муаллиф томонидан бажарилган диссертация ва шу тарзда олинган натижалар замонавий илмий-техник даражаға мос келади, назарий натижалар кенг кўламли математик қурилмалар ёрдамида олинди, интеграциялашган ёндашув билан ажралиб туради, хулосалар умумий қабул қилинган фикрға зид эмас.

**Тадқиқот натижаларининг илмий ва амалий аҳамияти.** Олинган натижаларнинг илмий аҳамияти реактор конверсияси пайтида унинг асосий хусусиятларининг ўзгариши тўғрисида илмий маълумотлар олинганлиги билан белгиланади. Олинган натижалар тадқиқот реакторларини кам бойитилган ёқилғига ўтказиш асослари билан шуғулланадиган тадқиқотчиларни қизиқтиради.

Тадқиқот натижаларининг амалий аҳамияти шундан иборатки, биринчи маротаба ВВР-КН турдаги ИАЙларнинг ишлаш қобилияти тўғрисида экспериментал маълумотлар олинган ва кам бойитилган уран ёқилғисига эға ВВР-К реакторининг чегаралари ва хавфсизлик шартлари ҳар хил иш шароитларида аниқланган. Олинган маълумотлар, уларнинг манбаларини кўпайтириш мақсадида ИАЙ ишлаб чиқариш технологиясини яхшилади ва албатта ишлаб чиқарувчилар учун қизиқарли бўлади. Реактор хавфсизлигини асослаш методологияси кам бойитилган ёқилғига ўтишни режалаштирган шунга ўхшаш реакторларни ишлатадиган ташкилотлар учун қизиқиш уйғотади.

**Тадқиқот натижаларининг жорий қилиниши.** ВВР-К реактори фаол зонасининг кам бойитилган уран ёқилғиси билан ишлаганда фойдаланиш тартибини ҳисоблаш ва тажрибавий изоҳлаш бўйича олинган натижалар асосида:

таклиф қилинган реактор фаол зонасининг энг яхши конфигурациясини танлаш алгоритми ва реакторни конверсия пайтида уни хавфсизлигини асослашнинг илмий-техник методологияси Қозоғистон Республикаси халқаро мажбуриятлари доирасида Энергетика Вазирлиги ҳузуридаги Ядро физикаси институтининг ядровий қурилмаларни (ВВР-К тадқиқот реактори ва критик стенди) кам бойитилган ёқилғига ўтиш жараёнида фойдаланилган (Қозоғистон Республикаси Энергетика Вазирлиги ҳузуридаги Ядро физикаси институтининг 19.09.2019 даги 34-15.08-12/1191-сонли хати). Илмий

натижаларнинг қўлланилиши ВВР-К тадқиқот реакторини кам бойитилган уран ёқилғисига ўтказиш хавфсизлигини асослашга имкон берган;

ВВР-КН туридаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалар ишчи хусусиятлари, нейтронларни самарали купайтириш коэффицентининг фаол зонага жойлаштирилган ВВР-КН туридаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалар сонига боғлиқлиги, реактор фаол зонасининг ВВР-КН ва ВВР-Ц турдаги иссиқлик ажратувчи йиғилмалар билан аралаштирилган нейтрон-физик хусусиятларини текшириш буйича олинган маълумотлар Энергетика Вазирлиги хузуридаги Ядро физикаси институтида давлат илмий-техник дастури доирасида ёқилғи ва ядровий реакторларнинг таркибий материалларини радиацион синовдан ўтказишда фойдаланилган (Қозоғистон Республикаси Энергетика Вазирлиги хузуридаги Ядро физикаси институтининг 19.09.2019 даги 34-15.08-12/1191-сонли хати). Илмий натижаларнинг қўлланилиши кам бойитилган ёқилғи билан ВВР-К реакторининг иш шароитлари хавфсизлигини тасдиқлаш имконини берган.

**Тадқиқот натижаларининг апробацияси.** Мазкур тадқиқот натижалари 17 та халқаро илмий-техник ва илмий-амалий конференция ва семинарларда муҳокамадан ўтказилган.

**Тадқиқот натижаларининг эълон қилиниши:** Диссертация мавзуси бўйича жами 28 та илмий иш чоп қилинган, шулардан 8 таси илмий мақола Ўзбекистон Республикаси Олий аттестация комиссиясининг докторлик диссертациялари асосий илмий натижаларини чоп этиш учун тавсия этилган хорижий журналларда нашр этилган.

**Диссертация тузилиши ва ҳажми.** Диссертация таркиби кириш, тўртта боб, хулоса ва фойдаланилган адабиётлар рўйхатидан иборат. Диссертациянинг ҳажми 170 бетни ташкил этади.

## ДИССЕРТАЦИЯНИНГ АСОСИЙ МАЗМУНИ

**Кириш** қисмида ўтказилган тадқиқотларнинг долзарблиги ва зарурати асосланган, тадқиқотнинг мақсад ва вазифалари, объект ва предметлари тавсифланган, республика фан ва технологиялари ривожланишининг устувор йўналишларига мослиги кўрсатилган, тадқиқотнинг илмий янгилиги ва амалий натижалари баён қилинган, олинган натижаларнинг илмий ва амалий аҳамияти очиқ берилган, тадқиқот натижаларини амалиётга жорий қилиш, нашр этилган ишлар ва диссертация тузилиши бўйича маълумотлар келтирилган.

Диссертациянинг «**Фаол зонаси конфигурациясини танлаш**» деб номланган биринчи бобида тадқиқот реакторларини конверсия қилиш ишининг ҳозирги ҳолати; техник ёндашувлар ва тадқиқот усулларининг тавсифи; дизайн моделлари ва қурилмаларининг тавсифи; кам бойитилган уран ёқилғиси билан реактор фаол зонасининг турли хил конфигурацияларини моделлаштириш натижалари келтирилган.

ВВР-КН турдаги ИАЙ ларга эга бўлган ВВР-К реактор фаол зонаси конфигурациясининг 2 та варианты кўриб чиқилди: фаол зонадаги мавжуд

нурланиш каналларининг ва фаол зона марказига иложи борича 3 та нурланиш каналларининг жойлашуви ВВР-К реактори фаол зонасининг турли хил конфигурацияларини моделлаштириш буйича нейтрон-физик ва термофизик ҳисоблаш ишларининг натижалари таҳлили келтирилган. Хусусан, нейтрон-физик ҳисоб-китобларнинг натижаларига кўра, ИАЙ дан ажралиб чиқадиган энергия, ИАЙ даги уран-235 ёниши, бошқарув ва ҳимоя системаси қурилмалари самарадорлиги, фаол зонасининг реактивлик захираси, нурланиш каналларида нейтрон оқими зичлиги аниқланди. Термофизик ҳисоб-китобларнинг натижалари, қуввати ва хавфсизлик функциясига кўра иссиқлик ажратувчи элемент юзасида сув қайнаб кетгунга қадар ёқилғи, қобиқ ва сув температураси аниқланди. (1-жадвал)

### 1-жадвал

#### Реактор фаол зонасини «16+10» жойлаштириш учун энг кўп энергия сарфлайдиган ИАЙ иссиқлигини ҳисоблаш натижалари

Параметр	Босимлар фарқи, бар		
	0,15	0,20	0,30
Реактор қуввати, МВт	6	6	6
Иссиқлик ажратувчи элемент ўзагининг максимал энергия ажралиш зичлиги, Вт·см <sup>-3</sup>	1724	1724	1724
Фаол зонага киришдаги сув ҳарорати, °С	35	35	35
Максимал иссиқлик оқими (иссиқлик ажратувчи элемент ташқариси/ичқарисида), кВт·м <sup>-2</sup>	636/569	638/567	633/572
Иссиқлик ажратувчи элемент юзасининг максимал температураси, °С	93	87	80
Иссиқлик ажратувчи элемент юзасида сув қайнашининг бошланиш ҳарорати, °С	125	124	123
Ҳарорат бўйича иссиқлик ажратувчи элемент юзасида қайнашнинг бошланиш температураси коэффициентининг минимал киймати (Форстер-Грейф бўйича)	1,54	1,71	1,96

Шундай қилиб биринчи бобда тадқиқотнинг асосий шартлари бўлган дунёдаги тадқиқот реакторларини кам бойитилган ёқилғига ўтказиш учун ишлатиладиган асосий тенденциялар ва техник ечимлар таҳлил қилинди. Гидравлик ҳисоб-китоблар ВВР-КН турдаги ИАЙларни янги дизайни ВВР-Ц турдаги ИАЙларга қараганда анча ривожланган иссиқликни олиб ташлаш юзасига эга эканлигини кўрсатди. ВВР-К реактори фаол зонасининг танланган конфигурациясининг аниқ афзалликлари орасида термал нейтрон оқими зичлиги тенг бўлган 3 та канал мавжудлигидир. Бунга қўшимча

равишда, фаол зона геометрияси цилиндрсимон шаклга яқин, бу ён юзада нейтрон оқимини камайтиради ва унинг критик хусусиятларини яхшилайти.

Диссертациянинг “ИАЙнинг ишлаш муддатини аниқлаш синовлари” деб номланган иккинчи бобида ВВР-К реактори фаол зонасидаги тажрибавий ИАЙларнинг синов натижалари ва хавфсизлик таҳлили берилган.

ВВР-К реактори фаол зонасидаги тажрибавий ВВР-КН турдаги ИАЙнинг дизайн хусусиятларига эришиш учун шароит яратиш мумкинлиги кўрсатилди, бунда энергия чиқиши ишлатилаётган ИАЙ га қараганда икки баравар юқори бўлади. Аралаш ИАЙ ли фаол зонасида нейтрон-физик ва термофизик хусусиятлари, чегаралари ҳамда хавфсизлик шартлари аниқланди. ВВР-К реактори аралаш фаол зонасининг хавфсизлик таҳлили ўтказилди.

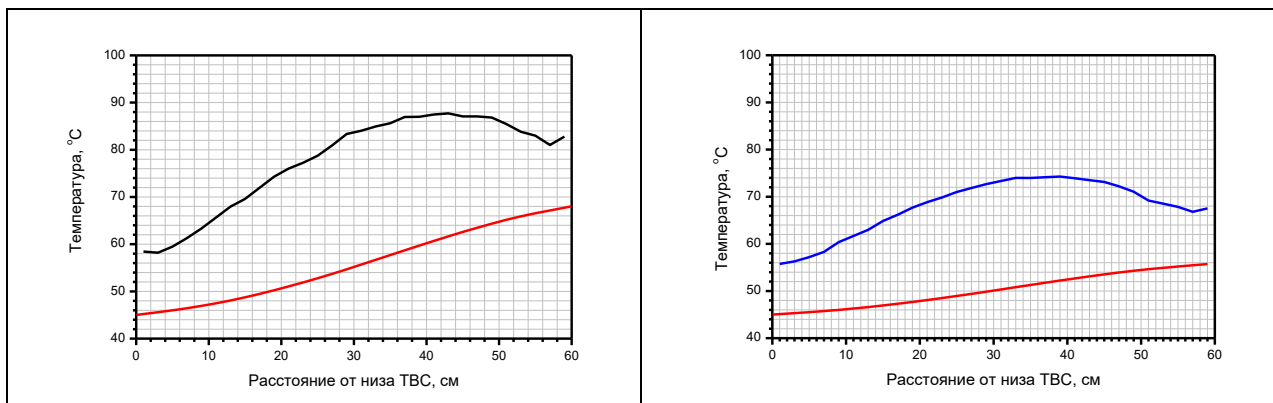
Асосий, қийинчилик ВВР-К реактори фаол зонасида зарур синов режимларини яратиш эди, чунки тажрибавий ИАЙ қуввати реакторда ишлатилаётган ИАЙ қувватидан икки баравар кўп. Шу сабабли, синов пайтида ИАЙ дизайн хусусиятларига эришиш учун ВВР-К реакторининг фаол зона конфигурацияси ва таркибини ўзгартириш таклиф қилинди. Шу мақсадда, бунинг учун янги ИАЙ ларнинг термогидравлик хусусиятларини ўрганиш учун тажриба мосламаси, ҳамда стенд ишлаб чиқилди.

Иссиқлик-гидравлик ҳисоблашнинг асосий натижалари ва аниқланадиган кириш параметрлари 2-жадвалда умумлаштирилган. Қобиқ ва иссиқлик ташувчи максимал температурасининг аксиал тақсимланиши 1- расмда келтирилган.

## 2-жадвал

### Ишлатилаётган ва тажрибавий ИАЙларнинг энг кўп энергия йиғилган термофизик параметрлари

Параметр	ВВР-Ц	ВВР-КН
Реактор қуввати, МВт	6,0	6,0
Босим фарқи, Па	17000	17000
Биринчи контурдаги сув сарфи Ga.з.(тепл.), м <sup>3</sup> /с	1000	1000
Фаол зонасига киришдаги сув босими, Па	$1,35 \cdot 10^5$	$1,35 \cdot 10^5$
Фаол зонасига киришдаги сув температураси $T_{\text{кириш}}$ , °С	45	45
Фаол зонасидан чиқишдаги сув ҳарорати $T_{\text{чиқиш}}$ , °С	55,8	68
Иссиқлик ажратувчи элементлардаги максимал энергия ажралиш МВт/м <sup>3</sup>	1328	1503
Иссиқлик ажратувчи элемент қобиғидаги максимал ҳарорати, °С	74,3	87,7
Юза қайнашининг бошланиш ҳарорати °С	121,2	113,8
$K_{\text{нк}}$ максимал қиймати ( Берглес ва Розенау бўйича)	2,60	1,61

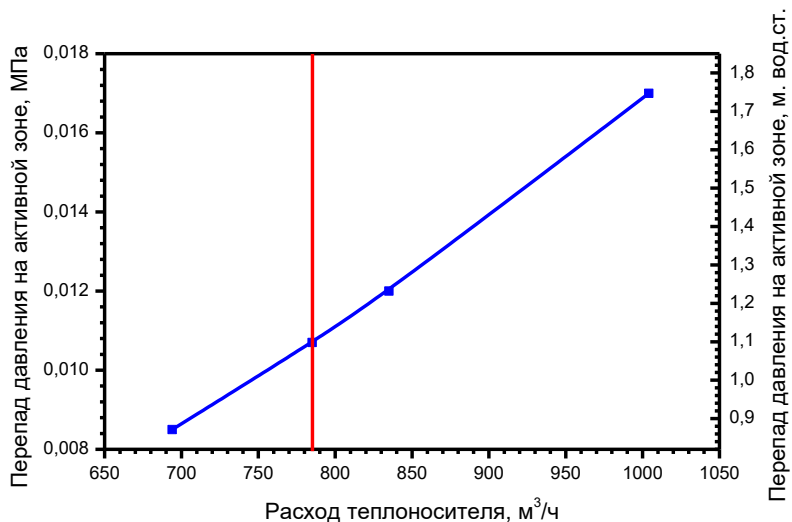


а) Ишлатилаётган ИАЙ

б) Тажрибавий ИАЙ

**1-расм. Сув сарфининг 1000 м<sup>3</sup>/соатда ИАЙда қобик ва сув максимал ҳароратларининг аксеал тақсимланиши**

Фаол зонаси орқали иссиқлик ажратувчи элементлар деворларидаги (97,7<sup>0</sup>С) ва иссиқлик ажратувчи элементлар орасидаги бўшлиқдаги сув ҳарорати (75<sup>0</sup>С) дан бошлаб сув сарфининг энг паст қиймати (785 м<sup>3</sup>/с) аниқланди, ҳамда юза қайнаши бошланишигача захира коэффицентининг қиймати хавфсиз бўлиб қолди (2-расмга қаранг). 2-расмда вертикал қизил чизиқнинг ўнг томонида юза қайнаши бошланишидан олдин захира коэффицентининг қиймати 1,3 дан юқори. Фаол зонаси орқали сув сарфининг 785 м<sup>3</sup>/с дан ошиши, ИАЙ лар учун зарур бўлган иссиқлик йўқолиши билан таъминланади ва ВВР-К реакторининг хавфсиз ишлаш чегаралари бузилмайди.



**2 - расм. Фаол зонадаги сув сарфи функцияси сифатида босимнинг ўзгариши**

Тажрибавий ИАЙ ларини ишлаш муддатини аниқлаш синовлари уран-235 ни 60% гача ўртача ёқилгунига қадар ўтказилди. Тажрибавий ИАЙ ларнинг давомийлиги 480 самарали кунни ташкил этди.

Шундай қилиб, диссертациянинг иккинчи бобида ВВР-К реактори фаол зонасида ВВР-КН турдаги ИАЙ тажрибавий партиясини ишлаш муддатини аниқлаш синовлари хавфсизлигини асослаш учун ҳисоблаш ва тажрибавий тадқиқотлар натижалари келтирилган.

Диссертациянинг “**Танланган конфигурациясининг хавфсизлик таҳлили**” деб номланган учинчи бобида ВВР-К реакторини янги ИАЙ конструкцияси ва ишлатилаётган ИАЙ лар, ҳамда ўтиш даврида ишлаш учун танланган фаол зона конфигурацияси билан хавфсиз ишлашини ҳисоблаш асослари бўйича иш натижалари берилган. Бошланғич ва чегара шартлари аниқланди, улар кейинчалик хавфсизликни таҳлил қилишда қўлланилади.

ВВР-К реакторини ВВР-КН турдаги ИАЙ ларни ўтиш давридаги ва фавқулодда ҳолатларида ишлаш таҳлиliga гидродинамик ёндашуви нуқтали кинетика ва иссиқлик узатиш тенгламалари модели ёрдамида амалга оширилди. Нуқтали кинетика тенгламасининг ечими такомиллаштирилган Рунге-Кутти усули ёрдамида амалга оширилди.

$$\frac{dN(t)}{dt} = (\rho - \beta_{eff}) \cdot \frac{N(t)}{\Lambda} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + Q(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{N(t)\beta_{eff,i}}{\Lambda} - \lambda_i C_i(t) \quad (2)$$

бу ерда  $N$  – реактордаги нейтронларнинг ўртача сони;  $\rho$  – реакторнинг реактивлиги;  $\Lambda$  – реактордаги нейтрон ҳосил бўлишининг ўртача вақти;  $C_i$  – бу  $i$ -гурухининг кечикувчи нейтрон эмиттерларининг концентрацияси;  $\lambda_i$  –  $i$ -гурухининг кечикувчи нейтрон эмиттерларининг парчаланиш доимийлиги;  $\beta_{eff,i}$  – гурух кечикувчи нейтронларининг ҳиссаси;  $\beta_{eff}$  – кечикувчи нейтронларнинг самарали ҳиссаси.

Ҳар бир ёқилғи элементи ичидаги дифференциал иссиқлик тарқатилиш тенгламаси қуйидагича аниқланди:

$$\frac{\partial [g(u, r) \cdot u(r, t)]}{\partial t} = \nabla \cdot k(u, r) \cdot \nabla u(r, t) + S(r, t) \quad (3)$$

бу ерда  $u(r, t)$  радиал жойлашиш ( $r$ ) ва вақт ( $t$ ) функцияси сифатида ҳароратни англатади,  $g(u, r)$  – ҳажмли иссиқлик сифими,  $k(u, r)$  – иссиқлик ўтказувчанлиги,  $S(r, t)$  – бирлик ҳажмдаги иссиқлик манбаи.

Гидродинамик масала, секинлаштирувчининг ҳар қандай вақт моментидаги ҳар бир канали учун масса, импульс ва энергия сақланиш қонунларини ифодоловчи тенгламалар билан импульс интегралининг такомиллаштирилган модели ёрдамида ечилди.

$$\frac{\partial \bar{\rho}}{\partial t} = - \frac{\partial G}{\partial Z} \quad (4)$$

$$\frac{\partial G}{\partial t} + \frac{\partial \left( \frac{G^2}{\rho'} \right)}{\partial Z} = -\frac{\partial \rho}{\partial Z} - \frac{f v |G| G}{2 D_e} - \bar{\rho} g \quad (5)$$

$$\rho' \frac{\partial H}{\partial t} + G \frac{\partial H}{\partial Z} = \frac{q}{r_h} \quad (6)$$

бу ерда  $Z$  – аксиал фазовий ўзгарувчан,  $\bar{\rho}$  – сувнинг икки фазали зичлигининг оммавий массаси,  $G$  – сувнинг масса оқими тезлиги,  $\rho$  – кўриб чиқиладиган импульс учун сувнинг самарали зичлиги,  $\rho'$  – босим,  $f$  – ишқаланиш коэффициенти,  $v$  – сувнинг ўзига хос ҳажми,  $D_e$  – иссиқлик ташувчи (сув) каналининг эквивалент диаметри,  $g$  – тортишиш доимийлиги,  $\rho''$  – оқимнинг самарали зичлиги,  $H$  – сув энтальпияси,  $r$  – иссиқлик ташувчи каналининг гидравлик радиуси,  $q$  – иссиқлик ташувчи ёрдамида олинган иссиқлик энергияси.

Ҳисобларда икки каналли модель ишлатилган. Каналларнинг бири энг кўп энергия йиғилган ИАЙ билан боғлиқ бўлган сув оқимини; бошқа канал фаол зонаси қолган қисмини сув оқими билан боғлиқ бўлганлигини ифодалайди.

Гидравлик ҳисоблар пайтида ИАЙ шартли равишда баландлиги бўйича уч қисмга бўлинган. ИАЙнинг юқори ва пастки қисмлари мураккаб тузилишга эга, бу ерда сув оқимининг торайиши ёки кенгайиши мавжуд, ИАЙнинг марказий қисмида суюқлик фақат бўшлиқларда ишқаланиш таъсирига эга.

Кенг қисмдан ( $S_{\text{шир}}$ ) тор қисмга ( $S_{\text{узк}}$ ) ўтиш пайтида  $\xi$  ни торайтириш учун маҳаллий қаршилик коэффициенти қуйидагича аниқланди:  $\xi = 0.5(1 - S_{\text{шир}}/S_{\text{узк}})$ . Тор қисмдан ( $S_{\text{узк}}$ ) кенг қисмга ўтиш ( $S_{\text{шир}}$ )  $\xi$  ни кенгайиши учун маҳаллий қаршилик коэффициенти қуйидагича аниқланди:  $\xi = 0.5(S_{\text{узк}}/S_{\text{шир}})^2$ . Оралакдаги ишқаланиш учун маҳаллий қаршилик коэффициенти  $\xi$  қуйидагича белгиланади:

$$\lambda \cdot L/D,$$

бу ерда  $L$  ва  $D$  – бўшлиқнинг гидравлик диаметри ва мос равишда  $\lambda$  гидравлик ишқаланиш коэффициенти.

Гидравлик ишқаланиш коэффициенти Альтшул формуласи ёрдамида ҳисобланган, турбулент суюқлик оқими думалоқ бўлмаган трубалар учун тавсия этилади:

$$\lambda = 0.11 (\Delta/D + 68 / Re)^{0.25},$$

бу ерда  $\Delta$  – дағаллик катталиги (0.005 мм га тенг деб тахмин қилинади),  $Re$  – Рейнольдс сони (6000÷25000)  $Re = wD/v$  формуласи ёрдамида ҳисобланган, бу ерда  $w$  – сокутиш тезлиги,  $v$  – кинематик қовушқоқлик. Босимнинг пасайиши Дарси-Вайсбах формуласи ёрдамида аниқланди:  $\Delta p = \xi \cdot w^2/2g$ .

ВВР-К реактори фаол зонасининг танланган конфигурацияси билан ҳисоблаш ишларининг асосий натижалари 3 -жадвалда келтирилган.

3-жадвал

**ВВР-КН турдаги ИАЙ энг кўп энергия йиғилган теплофизик параметрлари**

Параметр	Қиймати
Реактор қуввати, кВт	6000
Энг кўп энергия йиғилган ИАЙ даги энергия ажралиши, кВт	409,11
«Иссиқ» сегментдаги энергия ажралиши, кВт	16,31
Фаол зонадаги ўртача ҳажмли энергия ажралиши, Вт/см <sup>3</sup>	526,4
ИАЙлар бўйича ўртача ҳажмли энергия ажралиши, Вт/см <sup>3</sup>	897,17
Ўртача «иссиқ» сегмент бўйича энергия ажралиши, Вт/см <sup>3</sup>	1260,17
Максимал ҳажмли энергия ажралиши, Вт/см <sup>3</sup>	1641
Фаол зонадаги ўртача иссиқлик оқими, Вт/см <sup>2</sup>	19,14
ИАЙ ўртача иссиқлик оқими, Вт/см <sup>2</sup>	30,30
«иссиқ» сегмент бўйича иссиқлик оқими ўртача, Вт/см <sup>2</sup>	41,07
ИАЙнинг энг иссиқ қисмидаги иссиқлик оқими, 3 см баландликда	57,3
Фаол зонага киришдаги сув ҳарорати, °С	45
Иссиқлик ташувчининг максимал ҳарорати, °С	70,0
ИАЙ қобиғининг максимал ҳарорати, °С	90,2
Фаол зонадан чиқишдаги сув ҳарорати $T_{\text{нпк}}$ , °С	114
$K_{\text{нк}}$ минимал қиймати, Берглес-Розенау бўйича	1,57

Учинчи боб келтирилган ҳисоблар натижалари шуни кўрсатдики, фаол зона конфигурацияси ва таркиби ўзгарганига қарамай, ИАЙ ишлаш режимида ошиб кетиши фаол зонанинг бошланғич ва ишлатилаётган конфигурацияларида ҳам мавжуд эмас.

Диссертациянинг “**Критик стенда тўлиқ микёсли тажрибалар**” деб номланган тўртинчи бобида кам бойитилган уран ёқилғиси билан ВВР-К реакторининг физик ишга туширишни моделлаштириш учун критик ҳолатда ўтказилган тажрибалар натижалари келтирилган.

Критик ҳолатдаги тажрибавий ишлар дастури қуйидагилардан иборат:

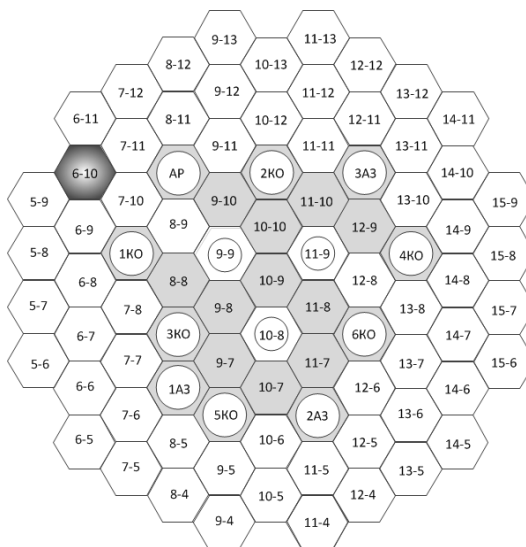
1. Реактор фаол зонасига ИАЙ ларни критик ҳолатга эришиш мақсадида жойлаштириш;
2. Турдаги 13 та ИАЙ ва 2-турдаги 10 ИАЙ лардан иборат фаол зонани жойлаштируви;
3. Бошқарув қурилмалари, авария ва назорат қурилмалари самарадорлигини аниқлаш;
4. 1 чи турдаги 17 та ИАЙ ва 2 чи турдаги 10 ИАЙ ларнинг реактор фаол зонасига жойлашуви;



5. Бошқарув ва ҳимоя тизими қурилмаларининг самарадорлигини аниқлаш;

6. Фаол зонадаги ВВР-КН турдаги ИАЙ ларнинг (10-10, 10-9, 10-7, 10-6, 7-8 каналлари) энг характерли хусусиятларнинг самарадорлигини аниқлаш.

Фаол зонанинг критик жойлаштирув картограммаси биринчи турдаги 11 та ВВР-КН ИАЙ ва иккинчи турдаги 10 та ВВР-КН ИАЙ ларидан иборат (3-расм).



**3 - расм. Критик жойлаштирув картограммаси**

Фаол зонасининг оралиқ ва иш конфигурацияси мос равишда 23 ва 27 ИАЙ лардан иборат. Шу билан бирга, реакторни ишлатиш учун фаол зонанинг реактивлик захираси  $\approx 7,0\% \Delta k/k$  га эришилди. Бошқарув ва ҳимоя тизими қурилмаларининг самарадорлиги 4 -жадвалда келтирилган.

**4 - жадвал**

**Бошқарув ва ҳимоя тизими қурилмаларининг самарадорлиги ( $\% \Delta k/k$ )**

AP	1КО	2КО	3КО	4КО	5КО	6КО	1А3	2А3	3А3
0,23	1,03	1,64	2,33	1,14	1,25	2,65	1,04	1,20	0,81

Фаол зонасини эски фаол зона билан солиштирганда учта нурлантириш каналларида нейтрон майдонини иссиқлик нейтрон оқимларининг мутлақ қийматларининг икки барабар кўпайишини тасдиқлайди (5-жадвал).

## Нурлантириш каналларида нейтрон оқими зичлиги

каналлар рақами	Нейтрон оқими зичлиги, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	
	Иссиқ нейтронлар ( $E_n < 0,625 \text{ эВ}$ )	Тез нейтронлар ( $E_n > 1,15 \text{ МэВ}$ )
9-9	$(3,4 \pm 0,2) 10^9$	$(6,4 \pm 0,6) 10^8$
11-9	$(3,5 \pm 0,3) 10^9$	$(7,1 \pm 0,7) 10^8$
10-8	$(3,7 \pm 0,3) 10^9$	$(7,1 \pm 0,7) 10^8$

Тажриба натижалари аввал ҳисоблаш йўли билан олинган фаол зона конфигурациясининг критик массаси ва нейтрон-физик параметрларини олиш тартибини тасдиқлайди. Бундан ташқари, олинган натижалар кам бойитилган ИАЙ ни ВВР-К реактори фаол зонасининг нейтрон-физик хусусиятларини текширишга имкон беради.

## ХУЛОСА

«ВВР-К реактори фаол зонасида кам бойитилган уран ёқилғисининг иш режимларини ҳисоблаш ва тажрибавий асослаш» мавзусидаги фалсафа доктори (PhD) диссертацияси бўйича олиб борилган тадқиқотлар натижасида қуйидаги хулосалар тақдим этилади:

1. Техник ва иқтисодий ёндашув нуқтаи назаридан, фаол зонасининг марказий қисмида учта юқори оқимли канал мавжуд бўлган ВВР-К реактори фаол зонасини мақбул конфигурацияси танланди.

2. ВВР-К реактори фаол зонаси ВВР-КН турдаги ИАЙ лари билан конфигурацияси (1 турдаги 17 та ИАЙ лар ва 2 турдаги 10 та ИАЙ лари) нафақат реакторнинг эксплуатацион ва тажрибавий хусусиятларини сақлаб қолиш, балки уларни яхшилашга имкон беради.

3. Ишлаб чиқилган нурлантириш қурилмалари ва ВВР-К реактори фаол зонаси янги жойлашуви туфайли ИАЙ лар янги дизайн хусусиятларига эришилди.

4. Ишлаб чиқарилган синов стенди ВВР-КН турдаги ИАЙ дизайнидаги термогидравлик моделини аниқлаштиришга имкон беради.

5. Фаол зонасининг янги конфигурацияси хавфсиз ва нормал ҳолатда ҳам ўтиш даври жараёнида ҳам рухсат этилган иш режимларидан ошиб кетмаслиги кўрсатилган.

6. ВВР-К реактори фаол зонасида янги ИАЙ лар конструкциясини реактор синовларини ўтказиш имконияти кўрсатилган.

7. ВВР-К реактори фаол зонасидаги ишлаш муддатини аниқлаш синовларининг хавфсизлиги асосли. Ҳисоблаш ва тажрибавий тадқиқотлар шуни кўрсатдики, консерватив ёндашувни қўллашда ҳам, ишлатилаётган ва тажрибавий ИАЙ лари рухсат этилган иш режимларидан ошиб кетиши содир бўлмайди. Фаол зонаси орқали сув оқими тезлигини  $700 \text{ м}^3/\text{с}$  даражада

таъминлайдиган иккита асосий совитувчи насослар ишлаш жараёнида, энг кўп энергия йиғадиган ИАЙларида (ишлатилаётган ва тажрибавий) иссиқлик алмашинуви инқирозлари содир бўлмайди, аниқроғи иссиқлик ажратувчи элементлар девори ва сув температуралари рухсат этилган чегаралардан пастроқ (алюминий қотишмаси ~ 600°C эриш температураси ва сувнинг атмосфера босимида қайнаши ~ 97°C).

8. 3 та тажрибавий ИАЙ ларининг ишлаш муддатини аниқлаш синовлари ВВР-К реактор фаол зонасида 2011 йил март ойидан то 2013 йил июл ойигача ўтказилди. Нурлантириш вақти 480 самарали кунни ташкил этди.

9. Тажрибавий ИАЙ ларининг ишлаш муддатини аниқлаш синовлари давомида уларнинг дизайн хусусиятларига эришилди, бу, синов параметрларини реактор ички бошқарув тизимлари томонидан назорат қилиниши билан тасдиқланди.

10. Учта тажрибавий ИАЙ ларининг иккитасида уран-235 ни ~60% ёқилишига эришилди. Учинчи тажрибавий ИАЙ сида уран-235 ни ~50% ёқилишига эришилди, бу ишлаб чиқарувчи серияли маҳсулотлар учун қафолатланган ~40% ли қийматидан юқори.

11. Мавжуд ВВР-К реактори фаол зонасида бериллий ён қайтаргичларини ташкил қилиш, унинг нейтрон-физик хусусиятларининг яхшиланишига олиб келди (фаол зонасининг нурланиш каналларида термал нейтрон оқими зичлиги, ёқилғи ёниш чуқурлиги), бу ишлаш муддатини аниқлаш синовлари жараёнида бошқа нурланиш ишларини зарар кўрмасдан ўтказишга имкон берди.

12. ВВР-КН турдаги янги ИАЙ дизайни ўзининг ишлашини тасдиқлади.

13. ВВР-К реактори фаол зонасидаги сувдаги нейтронларни бериллийга хавфсиз ўтиши асосланди.

14. Бериллий қайтаргичнинг шаклланиши ВВР-К реакторининг нормал фаол зонаси нейтрон-физик хусусиятларининг яхшиланишига олиб келиши кўрсатилди.

15. Бахтсиз ҳодиса ёки фавқулодда вазиятга олиб келадиган дастлабки ҳодисалар, шу жумладан лойиҳалаштиришдан ташқари ва лойиҳалаш асосидаги авария таҳлил қилинди. Кўриб чиқилган бошланғич ҳодисалардан ИАЙ ларда иссиқлик чиқаришнинг йўқолиши ва кейинчалик эриши сабаб авария юзага келиши мумкин.

16. Критик ҳолатдаги тажрибавий тадқиқотлар критик массани олиш жараёнининг хавфсизлигини кўрсатди ва кам бойитилган уран ёқилғисига эга ВВР-К реактори фаол зонасининг критик жойлаштирув ҳисоблаш қийматини тасдиқлади.

17. Критик ҳолатда ўтказилган моделлаштирувчи тажрибалар фаол зонаси марказида иссиқ нейтрон оқими зичлигининг икки баравар ошишини ҳам кўрсатди.

18. ВВР-К реактори фаол зонасининг кам бойитилган уран ёқилғиси билан нейтрон-физик хусусиятлари комплекси текширилди.

**НАУЧНЫЙ СОВЕТ DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 ПО  
ПРИСУЖДЕНИЮ УЧЕНЫХ СТЕПЕНЕЙ ПРИ ИНСТИТУТЕ  
ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ**

---

**МИНИСТЕРСТВО ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН  
ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ**

**ШАЙМЕРДЕНОВ АСЕТ АБДУЛЛАЕВИЧ**

**РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ  
ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РЕЖИМОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА  
ВВР-КС НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ**

**01.04.01 – Приборы и методы экспериментальной физики**

**АВТОРЕФЕРАТ  
диссертации доктора философии (PhD) по техническим наукам**

**Ташкент – 2020**

Диссертация выполнена в Национальном исследовательском Томском политехническом университете и в Институт ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан.

Автореферат диссертации на трех языках (узбекский, русский, английский (резюме)) размещен на веб-странице Научного совета ([www.inp.uz](http://www.inp.uz)) и Информационно-образовательном портале «Ziyonet» ([www.ziyonet.uz](http://www.ziyonet.uz)).

**Научный руководитель:** **Шаманин Игорь Владимирович**  
доктор физико-математических наук, профессор

**Официальные оппоненты:** **Муминов Толиб Мусаевич**  
доктор физико-математических наук, профессор,  
академик

**Байтелесов Сапар Акимович**  
кандидат физико-математических наук, старший  
научный сотрудник

**Ведущая организация:** **Казахский Национальный Университет  
им. аль-Фараби**

Защита диссертации состоится «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2020 года в \_\_\_\_\_ часов на заседании Научного совета DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 при Институте ядерной физики (Адрес: 100174, г.Ташкент, пос.Улугбек, ИЯФ. Тел.: (+99871) 289-31-41; факс: (+99871)289-36-65; e-mail: [info@inp.uz](mailto:info@inp.uz)).

С диссертацией можно ознакомиться в Информационно-ресурсном центре Института ядерной физики (зарегистрирована за № \_\_\_\_\_). Адрес: 100214, г.Ташкент, поселок Улугбек, ИЯФ. Тел.: (+99871) 289-31-19).

Автореферат диссертации разослан «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2020 г.  
(реестр протокола рассылки № \_\_\_\_\_ от \_\_\_\_\_ 2020 г.).

**М.Ю. Ташметов**  
председатель Научного совета по присуждению  
ученых степеней, д.ф.-м.н., профессор

**О.Р. Тожибоев**  
ученый секретарь Научного совета по присуждению  
ученых степеней, PhD.ф.-м.н.

**И. Нуритдинов**  
председатель научного семинара при Научном совете  
по присуждению ученых степеней, д.ф.-м.н., профессор

## **ВВЕДЕНИЕ (аннотация диссертации доктора философии (PhD))**

**Актуальность и востребованность темы диссертации.** После развала Советского союза Казахстану досталось военное наследие в виде арсенала ядерного оружия и Семипалатинского испытательного полигона. Указом Президента Казахстана № 409 от 29 августа 1991 года Семипалатинский испытательный полигон, где проводились испытания ядерного оружия, был закрыт. С этого времени Казахстан добровольно отказался от ядерного оружия и стал позиционировать себя как страна, которая развивает только мирное использование атомной энергии. Как известно, исследовательские реакторы являются основными потребителями высокообогащенного топлива, который может быть применен в военных целях. В этой связи в конце 1970-х годов специалисты в области ядерного топливного цикла начали настойчиво рекомендовать конверсию исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо (менее 20% по урану-235). В 1978 году в США была учреждена программа снижения обогащения топлива в исследовательских и материаловедческих реакторах (Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, RERTR). Программа RERTR получила широкое международное признание и поддержку и осуществлялась в рамках Инициативы по глобальному уменьшению угрозы (Global Threat Reduction Initiative, GTRI).

В Казахстане эксплуатируются три исследовательских реактора и один критический стенд, в которых используется высокообогащенное урановое топливо. Одним из этих реакторов является реактор ВВР-К, расположенный вблизи г. Алматы. В соответствии со Стратегическим планом<sup>1</sup> развития Республики Казахстан до 2025 года, а также в рамках международных обязательств по нераспространению ядерных материалов и технологий в 2003 году в Институте ядерной физики Республики Казахстан были начаты работы по изучению возможности конверсии реактора ВВР-К на низкообогащенное урановое топливо. При простом замещении высокообогащенного урана на низкообогащенный ожидается снижение/ухудшение рабочих характеристик реактора, а это приведет к увеличению эксплуатационных расходов. Уменьшится реактивность топливной загрузки активной зоны, уменьшится глубина выгорания  $^{235}\text{U}$  и возрастет стоимость топлива, и это приведет к увеличению размеров активной зоны, а, следовательно, уменьшится отношение величины нейтронного потока к единице мощности, т.е. снизится эффективность реактора. Поэтому при переводе реактора ВВР-К на низкообогащенное урановое топливо был проведен полный цикл расчетно-экспериментальных исследований, начиная от оценки практической возможности и заканчивая экспериментальным моделированием условий эксплуатации новой ТВС в реакторе ВВР-К и физического пуска реактора на критическом стенде. Для

---

<sup>1</sup>Указ Президента Республики Казахстан № 636 от 15 февраля 2018 г. «Стратегический план развития Республики Казахстан до 2025 года»

конверсии реактора ВВР-К была разработана новая конструкция ТВС, которая была названа ТВС ВВР-КН.

Любой ядерный реактор является потенциально опасной установкой по радиационному воздействию на население, персонал и окружающую среду, и вопросы, связанные с обеспечением его безопасности, являются актуальными и приоритетными во всем мире. Не исключением является и Казахстан, где исследования, направленные на обеспечение ядерной и радиационной безопасности объектов атомной энергетики Республики, являются актуальными. Актуальность настоящей работы заключается в обосновании безопасности эксплуатации реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом и получении новых данных о работоспособности ТВС ВВР-КН полученных путем ее математического и физического моделирования в активной зоне реактора ВВР-К.

Исследования, проведенные в данной диссертационной работе, соответствуют задачам, предусмотренным в Указе Президента Республики Казахстан № 636 «Стратегический план развития Республики Казахстан до 2025года» от 15 февраля 2018 года, Законах Республики Казахстан № 407-IV «О науке» от 18 февраля 2011 года, № 146-IV «О государственной поддержке инновационной деятельности» от 30 марта 2009 года, а также в других нормативно-правовых документах, принятых в данном направлении.

**Соответствие исследования с приоритетными направлениями развития науки и технологий республики.** Диссертационное исследование выполнено в соответствии с приоритетными направлениями развития науки и технологий в Республике Казахстан «Энергетика и машиностроение».

**Степень изученности проблемы.** Начиная с 1978 года, в рамках международной программы RERTR более пятидесяти реакторов были переведены на топливо с обогащением по урану-235 менее 20%. Для исследовательских реакторов Венгрии, Украины, Вьетнама, Чехии, Узбекистана, Ливии, Болгарии, Северной Кореи на Новосибирском заводе химконцентратов (НЗХК) организовано производство ТВС типа ВВР-М5 и ТВС типа ИРТ-4М с топливом, обогащение которого по урану-235 ниже 20%.

Россия располагает наибольшим количеством исследовательских реакторов, работающих на высокообогащенном урановом топливе, и задача минимизации использования такого топлива для нее также является актуальной. В декабре 2010 года между Росатомом и Министерством энергетики США было подписано Соглашение о проведении предварительного исследования о возможности конверсии шести российских исследовательских реакторов: Аргус, ИР-8, ОР, ИРТ-МИФИ (г. Москва), МИР.М1 (г. Димитровград) и ИРТ-Т (г. Томск). Но в настоящее время в связи с политической конъюнктурой эти работы приостановлены.

В Республике Узбекистан исследовательский реактор ВВР-СМ, который расположен в п.Улугбек, вблизи г.Ташкент в 2009 году был переведен на низкообогащенное урановое топливо. Для конверсии реактора была выбрана ТВС типа ИРТ-4М, с обогащением 19,7% по урану-235. В США можно отметить перевод следующих реакторов: реактор в университете Висконсин

(UWNR, University of Wisconsin Nuclear Reactor); реактор NRAD (Neutron radiography reactor) национальной лаборатории Айдахо; реактор MURR университета Миссури (University of Missouri Research Reactor center). В Европе, например, были конвертированы следующие исследовательские реакторы: реактор MARIA (Польша), реактор LVR-15 (Чехия), реактор ВВРС-М10 (Венгрия); в Японии исследовательский реактор JRR-4 (Japan Research Reactor) и материаловедческий реактор JMTR (Japan Material Testing Reactor); в Ливии был переведен на низкообогащенное урановое топливо реактор ИРТ-1, в Аргентине – реактор RA-6.

Большинство из вышеперечисленных реакторов сохранили свои рабочие характеристики после конверсии. Некоторые из них, в настоящее время остановлены или выведены из эксплуатации, но это, как правило, связано с политическими решениями той страны, где они расположены (отказ от атомной энергетики, завершение ресурса работы реактора, финансовые трудности, нехватка финансирования для обеспечения безопасности реактора в соответствии с новыми нормативными требованиями и т.д.). Конверсия существующих исследовательских реакторов позволяет обновить и модернизировать основные системы реактора, привести системы и документацию в соответствии с современными международными и национальными нормативными требованиями, которые периодически ужесточаются, а это является актуальным и востребованным, так как большинство существующих исследовательских реакторов эксплуатируются уже более 40 лет. В целом, можно констатировать, что перевод реактора на низкообогащенное топливо делает его новой установкой с новыми возможностями.

**Связь диссертационного исследования с планами научно-исследовательских работ научно-исследовательского учреждения, где выполнена диссертация.** Диссертационное исследование выполнено в рамках научно-исследовательских проектов Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан по темам: 02.03 «Разработка методов, обеспечивающих ядерную и радиационную безопасность объектов атомной энергетики и промышленности Республики Казахстан» (2004-2008), 02.02 «Исследования в обеспечение ядерной и радиационной безопасности объектов атомной энергетики Республики Казахстан» (2009-2014), 01.04 «Конверсия активной зоны реактора ВВР-К на топливо пониженного обогащения» (2015-2017), а также в рамках международной программы по снижению обогащения топлива исследовательских и материаловедческих реакторов (Reduced enrichment for research and test reactors - RERTR).

**Целью исследования** является расчетно-экспериментальное обоснование безопасной эксплуатации реактора ВВР-К с новой конструкцией тепловыделяющих сборок ВВР-КН и подтверждение предполагаемого улучшения эксплуатационных и экспериментальных характеристик реактора.

**Задачи исследования:**



разработать новую компоновку активной зоны реактора ВВР-К на базе ТВС ВВР-КН, с которой эксплуатационные и экспериментальные характеристики реактора улучшаются;

провести математическое моделирование эксплуатационных режимов работы реактора ВВР-К с новой ТВС с низкообогащенным урановым топливом;

обосновать безопасность проведения ресурсных испытаний опытных ТВС ВВР-КН в активной зоне реактора ВВР-К;

провести физическое моделирование условий в реакторе ВВР-К для достижения проектных характеристик новой конструкции ТВС с низкообогащенным урановым топливом;

обосновать безопасность реактора ВВР-К при стационарном и переходном режимах эксплуатации;

провести моделирование физического пуска реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом на критическом стенде для подтверждения результатов математического моделирования.

**Объектом исследования** является активная зона реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

**Предметом исследования** является новая конструкция ТВС с пониженным обогащением по урану-235, которая была специально разработана для конверсии исследовательского реактора ВВР-К.

**Методы исследований.** При проведении нейтронно-физических расчетов использовались компьютерные коды MCNP и MCU-REA, в которых применяется метод Монте-Карло для решения уравнения переноса нейтронов; теплофизические расчеты для стационарного состояния реактора проведены с использованием компьютерных кодов PLTEMP и ASTRA, переходных процессов – PARET; эксперименты на критическом стенде по определению нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора в режиме физического пуска; ресурсные испытания опытной партии ТВС с низкообогащенным урановым топливом в активной зоне реактора ВВР-К.

**Научная новизна исследования** заключается в следующем:

предложен алгоритм выбора оптимальной конфигурации активной зоны реактора;

предложена научно-техническая методология обоснования безопасности реактора при его конверсии;

установлена экспериментальная зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от числа загруженных ТВС ВВР-КН при наборе критической массы;

проведена верификация нейтронно-физических характеристик смешанной активной зоны реактора с ТВС ВВР-КН и ТВС ВВР-Ц, на основе сопоставления с экспериментальными данными.

**Практические результаты исследования** заключаются в следующем:

обоснованы пределы и условия безопасной эксплуатации реактора ВВР-К при разных режимах работы;

разработан и изготовлен экспериментальный стенд для проведения теплогидравлических измерений;

впервые получены экспериментальные данные о работоспособности ТВС ВВР-КН;

разработаны отчеты по анализу безопасности реактора ВВР-К при проведении ресурсных испытаний опытных ТВС и конвертированной активной зоне;

показана возможность моделирования в активной зоне бакового реактора условий для достижения проектных характеристик ТВС с большим удельным энерговыделением;

установлено влияние бериллиевого отражателя на долю запаздывающих нейтронов в активной зоне реактора;

изготовлен экспериментальный облучательный канал из бериллия;

разработан и отработан порядок набора критической массы при физическом пуске реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

**Достоверность результатов исследования** обосновывается проведением экспериментальных исследований с применением современных методов и средств измерений, а также с применением расчетных моделей, верифицированных по многочисленным экспериментам. Выполненная автором диссертационная работа и полученные при этом результаты соответствуют современному научно-техническому уровню, теоретические результаты получены с использованием проверенного широкого круга математического аппарата, отличаются комплексным подходом, выводы не противоречат общепринятым представлениям.

**Научная и практическая значимость результатов исследования.** Научная значимость результатов определяется тем, что получены научные данные об изменении основных характеристик реактора при его конверсии. Результаты будут интересны научным коллективам, занимающимся обоснованием перевода исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо.

Практическая значимость результатов исследования заключается в том, что впервые получены экспериментальные данные о работоспособности ТВС ВВР-КН и обоснованы пределы и условия безопасности реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом при разных режимах эксплуатации. Полученные данные позволят усовершенствовать технологию изготовления ТВС с целью увеличения их ресурса и будут интересны заводу-изготовителю ТВС. Методология обоснования безопасности реактора будет интересна организациям, эксплуатирующим аналогичные реакторы, которые планируются перевести на низкообогащенное топливо.

**Внедрение результатов исследования.** На основе полученных результатов по расчетно-экспериментальному обоснованию эксплуатационных режимов активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом:

предложенные алгоритм выбора оптимальной конфигурации активной зоны реактора и научно-техническая методология обоснования безопасности

реактора были использованы для обоснования безопасности перевода ядерных установок (исследовательского реактора ВВР-К и критического стенда) Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан на низкообогащенное урановое топливо в рамках международных обязательств Республики Казахстан (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан №34-15.08-12/1191 от 19.09.2019). Использование полученных результатов позволило обосновать безопасность перевода исследовательского реактора ВВР-К на низкообогащенное урановое топливо;

полученные результаты о рабочих характеристиках ТВС ВВР-КН, о зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов от числа загруженных ТВС ВВР-КН, верификации нейтронно-физических характеристик смешанной активной зоны реактора с ТВС ВВР-КН и ТВС ВВР-Ц были использованы для проведения радиационных испытаний топлива и конструкционных материалов ядерных реакторов в Институте ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан в рамках государственной научно-технической программы (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан №34-15.08-12/1191 от 19.09.2019). Использование полученных результатов позволило подтвердить безопасность эксплуатационных режимов реактора ВВР-К с топливом пониженного обогащения.

**Апробация результатов исследования.** Результаты исследования докладывались и обсуждались на 17 международных научно-практических конференциях.

**Опубликованность результатов.** По теме диссертации опубликовано 28 научных работ, из них 8 научных статей в международных научных журналах, рекомендованных Высшей аттестационной комиссией Республики Узбекистан для публикации основных научных результатов диссертаций.

**Структура и объем диссертации.** Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка использованной литературы. Объем диссертации составляет 170 страниц.

## ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ ДИССЕРТАЦИИ

**Во введении** обосновывается актуальность и востребованность проведенного исследования, определяется цель и задачи исследования, характеризуется объект и предмет, показано соответствие исследования приоритетным направлениям развития науки и технологий республики, излагаются научная новизна и практические результаты исследования, раскрываются научная и практическая значимость полученных результатов, внедрение в практику результатов исследования, сведения по опубликованным работам и структуре диссертации.

В первой главе диссертации «**Выбор конфигурации активной зоны с низкообогащенным урановым топливом**» приводятся текущее состояние

работ по конверсии исследовательских реакторов; описание технических подходов и методов исследований; описание расчетных моделей и установок; результаты моделирования разных конфигураций активной зоны реактора с низкообогащенным урановым топливом.

Рассмотрены два варианта конфигураций активной зоны реактора ВВР-К на базе ТВС ВВР-КН: с существующим расположением облучательных каналов в центре активной зоны и с тремя облучательными каналами, максимально приближенными к центру активной зоны. Приведены результаты нейтронно-физических и теплофизических расчетных исследований для разных конфигураций активной зоны реактора ВВР-К. В частности, по результатам нейтронно-физических расчетов были определены значения энерговыделения в ТВС, уровни выгорания урана-235 в ТВС, значения эффективности рабочих органов СУЗ, запас реактивности активной зоны, значения плотности потока нейтронов в облучательных каналах и т.д. По результатам теплофизических расчетов были определены максимальные значения температуры топлива, оболочки и теплоносителя как функции мощности и минимальный запас безопасности до начала кипения воды на поверхности твэла (см. таблицу 1).

**Таблица 1**

**Результаты теплового расчёта наиболее энергонапряжённой ТВС для компоновки активной зоны «16+10»**

№ п.п.	Параметр	Перепад давления, бар		
		0,15	0,20	0,30
1	Мощность реактора, МВт	6	6	6
2	Максимальная плотность энерговыделения в сердечнике твэла, Вт·см <sup>-3</sup>	1724	1724	1724
3	Температура воды на входе в активную зону, °С	35	35	35
4	Максимальный тепловой поток (с наружной/внутренней поверхностей твэла), кВт · м <sup>-2</sup>	636/569	638/567	633/572
5	Максимальная температура поверхности твэла, °С	93	87	80
6	Температура начала кипения воды на поверхности твэлов, °С	125	124	123
7	Минимальное значение коэффициента запаса до начала кипения на поверхности твэлов по температуре (по Форстеру-Грейфу)	1,54	1,71	1,96

Таким образом, в первой главе проанализированы основные тенденции и технические решения, примененные в мире для переводов исследовательских реакторов на низкообогащённое топливо, что стало предпосылками для

проведенных исследований. С точки зрения технико-экономических показателей, наиболее оптимальной конфигурацией активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащённым урановым топливом была признана компоновка активной зоны, состоящая из 26 ТВС. ТВС ВВР-КН, благодаря более развитой поверхности теплосъёма, позволяет создать компактную активную зону. Анализ полученных результатов показал, что выбранная компоновка активной зоны позволяет улучшить эксплуатационные и экспериментальные характеристики реактора. К явным преимуществам выбранной конфигурации активной зоны относится наличие трёх каналов с одинаково высокой плотностью потока тепловых нейтронов. Кроме того, геометрия активной зоны близка к цилиндрической, что уменьшает утечку нейтронов с боковой поверхности и улучшает её критические характеристики.

Во второй главе **«Ресурсные испытания экспериментальной тепловыделяющей сборки и анализ полученных результатов»** приводятся анализ безопасности и результаты ресурсных испытаний опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К.

Показано, что в активной зоне реактора ВВР-К можно создать условия для достижения проектных характеристик экспериментальных ТВС ВВР-КН, при которых достигается энерговыделение в два раза выше, чем в штатных ТВС. Определены нейтронно-физические и теплофизические характеристики, пределы и условия безопасности смешанной активной зоны. Выполнен анализ безопасности смешанной активной зоны реактора ВВР-К.

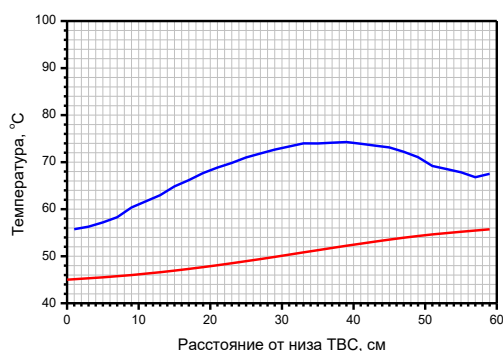
Основной трудностью было создание необходимых режимов испытаний в активной зоне реактора ВВР-К, так как мощность экспериментальной ТВС более чем в два раза превышает мощность штатной ТВС реактора. Поэтому для достижения проектных характеристик ТВС при испытаниях было предложено изменить конфигурацию и состав активной зоны реактора ВВР-К. Специально для этого были разработаны экспериментальное устройство и стенд для изучения теплогидравлических характеристик новых ТВС.

Основные результаты теплогидравлического расчета вместе с определяющими входными параметрами сведены в Таблицу 2. Аксиальное распределение максимальных температур оболочки и теплоносителя показано на рисунке 1.

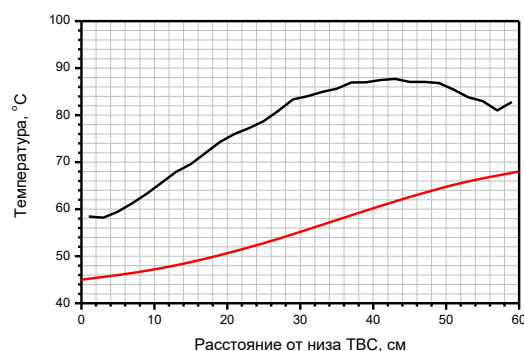
**Таблица 2**

**Теплофизические параметры наиболее энергонапряженной штатной и опытной ТВС**

Параметр	ВВР-Ц	ВВР-КН
Мощность реактора, МВт	6,0	6,0
Перепад давления на а.з., Па	17000	17000
Расход теплоносителя в первом контуре $G_z$ , м <sup>3</sup> /ч	1000	1000
Давление теплоносителя на входе в активную зону, Па	$1,35 \cdot 10^5$	$1,35 \cdot 10^5$
Температура воды на входе в активную зону $T_{вх}$ , °С	45	45
Температура воды на выходе из активной зоны $T_{вых}$ , °С	55,8	68
Максимальное объемное энерговыделение в ТВЭлах, Вт/см <sup>3</sup>	1328	1503
Максимальная температура оболочки ТВЭла, °С	74,3	87,7
Температура начала поверхностного кипения, °С	121,2	113,8
Минимальное значение $K_{нк}$ (по Берглесу и Розену)	2,60	1,61



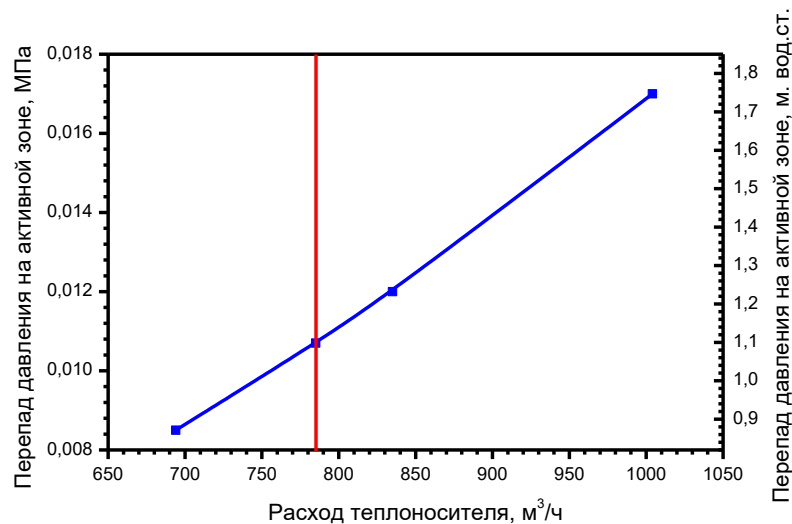
(а) штатная ТВС



(а) опытная ТВС

**Рис. 1. Аксиальное распределение максимальных температур оболочки и теплоносителя в ТВС при расходе теплоносителя 1000 м<sup>3</sup>/ч**

Определено нижнее значение расхода теплоносителя через активную зону (785 м<sup>3</sup>/ч), начиная с которого температуры стенок ТВЭлов (97,7 °С) и теплоносителя (75 °С) в межТВЭльных зазорах, а также значения коэффициента запаса до начала поверхностного кипения становятся безопасными (см. рис. 2). На рисунке 2, справа от вертикальной красной линии, находится область, где коэффициент запаса до начала поверхностного кипения выше 1,3. При расходе теплоносителя через активную зону выше 785 м<sup>3</sup>/ч обеспечивается необходимый для ТВС теплоотвод и не нарушаются пределы безопасной эксплуатации реактора ВВР-К.



**Рис. 2. Перепад давления по активной зоне, как функция расхода теплоносителя в активной зоне**

Ресурсные испытания были проведены до достижения среднего выгорания урана-235 в опытных ТВС 60%. Продолжительность испытаний экспериментальных ТВС составила 480 эффективных суток.

Таким образом, во второй главе приведены результаты расчетно-экспериментальных исследований по обоснованию безопасности проведения ресурсных испытаний опытной партии ТВС ВВР-КН в активной зоне реактора ВВР-К.

В третьей главе «Анализ безопасности выбранной конфигурации активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом» приведены результаты работ по расчетному обоснованию безопасной эксплуатации реактора ВВР-К с новой конструкцией ТВС и выбранной конфигурацией активной зоны для стационарного режима работы и для переходных процессов. Определены начальные и граничные условия, которые далее использованы в анализе безопасности.

Анализ переходных и аварийных процессов работы реактора ВВР-К с ТВС ВВР-КН проводился с применением модели, использующей гидродинамический подход, точечную кинетику и уравнения теплопередачи. Решение уравнения точечной кинетики осуществлялось с использованием усовершенствованного метода Рунге-Кутты:

$$\frac{dN(t)}{dt} = (\rho - \beta_{eff}) \cdot \frac{N(t)}{\Lambda} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + Q(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{N(t)\beta_{eff,i}}{\Lambda} - \lambda_i C_i(t) \quad (2)$$

где  $N$  – среднее число нейтронов в реакторе;  $\rho$  – реактивность реактора;  $\Lambda$  – среднее время генерации нейтронов в реакторе, с;  $C_i$  – концентрация

эммитеров запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;  $\lambda_i$  – постоянная распада эммитеров запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;  $\beta_{\text{eff},i}$  – доля запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;  $\beta_{\text{eff}}$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов.

Дифференциальное уравнение диффузии тепла внутри каждого топливного элемента определялось следующим образом:

$$\frac{\partial [g(u, r) \cdot u(r, t)]}{\partial t} = \nabla \cdot k(u, r) \cdot \nabla u(r, t) + S(r, t) \quad (3)$$

где  $u(r, t)$  представляет температуру как функцию радиального расстояния ( $r$ ) и времени ( $t$ ),  $g(u, r)$  – объемная теплоемкость,  $k(u, r)$  – теплопроводность,  $S(r, t)$  – источник тепла в единице объема.

Гидродинамическая задача решалась с использованием усовершенствованной модели интеграла импульса, в которой уравнения, представляющие законы сохранения массы, импульса и энергии, решаются для каждого канала замедлителя в каждый момент времени.

$$\frac{\partial \bar{\rho}}{\partial t} = - \frac{\partial G}{\partial Z} \quad (4)$$

$$\frac{\partial G}{\partial t} + \frac{\partial \left( \frac{G^2}{\rho'} \right)}{\partial Z} = - \frac{\partial \rho}{\partial Z} - \frac{f v |G| G}{2 D_e} - \bar{\rho} g \quad (5)$$

$$\rho'' \frac{\partial H}{\partial t} + G \frac{\partial H}{\partial Z} = \frac{q}{r_h} \quad (6)$$

где  $Z$  – аксиальная пространственная переменная,  $\bar{\rho}$  – взвешенная по объему двухфазная плотность теплоносителя,  $G$  – массовый расход теплоносителя,  $\rho'$  – эффективная плотность теплоносителя для рассматриваемого импульса,  $p$  – давление,  $f$  – коэффициент трения,  $v$  – заданный объем теплоносителя,  $D_e$  – эквивалентный диаметр канала теплоносителя,  $g$  – гравитационная постоянная,  $\rho''$  – эффективная плотность обтекающего потока,  $H$  – энтальпия теплоносителя,  $r_h$  – гидравлический радиус канала теплоносителя,  $q$  – тепловая энергия, полученная теплоносителем.

В расчетах использовалась двухканальная модель. Один канал представляет наиболее энергонапряженную ТВС вместе со связанным с ней потоком теплоносителя; другой канал представляет оставшуюся часть активной зоны со связанным с ней потоком теплоносителя.

При проведении гидравлического расчета ТВС была условно разбита на три части по высоте. Верхняя и нижняя части ТВС (головка и гребенка) имеют сложную конструкцию, где происходит сужение или расширение потока теплоносителя, тогда как в центральной части ТВС, жидкость будет иметь сопротивление только от трения в межत्वельных зазорах.

Коэффициент местного сопротивления  $\xi$  для сжатия струи при переходе от широкого ( $S_{\text{шир}}$ ) сечения к узкому ( $S_{\text{узк}}$ ) определялся как  $\xi = 0.5 (1 - S_{\text{узк}}/S_{\text{шир}})$ . Коэффициент местного сопротивления  $\xi$  для расширения струи при переходе



от узкого сечения к широкому вычислялся по формуле:  $\xi = (1 - S_{узк}/S_{шир})^2$ . Коэффициент местного сопротивления  $\xi$  для трения в межтвэльных зазорах определялись как  $\lambda \cdot L/D$ , где  $L$  и  $D$  – длина и гидравлический диаметр зазора соответственно,  $\lambda$  – коэффициент гидравлического трения. Коэффициент гидравлического трения вычислялся по формуле Альтшуля, которая рекомендуется для труб некруглого сечения при турбулентном потоке жидкости:  $\lambda = 0,11 (\Delta/D + 68/Re)^{0,25}$ , где  $\Delta$  – размер шероховатости (принят равным 0,005 мм),  $Re$  – число Рейнольдса (6000 | 25000), которое вычислялось по формуле  $Re = wD/\nu$ , где  $w$  – скорость теплоносителя,  $\nu$  – кинематическая вязкость. Перепад давления определялся по формуле Дарси-Вейсбаха (м вод.ст.):  $\Delta p = \xi \cdot w^2 / 2g$ .

Основные результаты расчетных исследований с выбранной конфигурацией активной зоны реактора ВВР-К приведены в таблице 3.

Результаты расчетных исследований, приведенные в третьей главе, показали, что, несмотря на изменение конфигурации и состава активной зоны, превышения допустимых эксплуатационных параметров ТВС не происходит в вариантах как начальной, так и стационарной конфигурации активной зоны. Из рассмотренных постулированных исходных событий к аварии может привести потеря теплосъема в ТВС, например, при блокировке межтвэльных зазоров.

**Таблица 3**

**Теплофизические параметры наиболее энергонапряженной ТВС ВВР-КН**

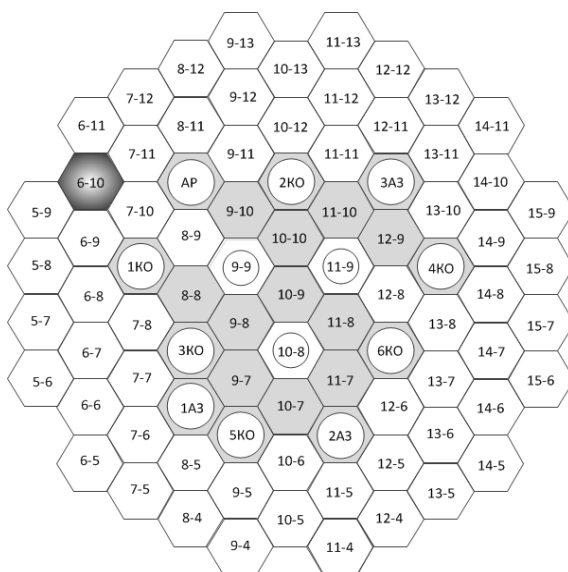
Параметр	Значение
мощность реактора, кВт	6000
энерговыведение в наиболее энергонапряженной ТВС, кВт	409,11
энерговыведение в «горячем» сегменте, кВт	16,31
усредненное по объему активной зоны энерговыведение, Вт/см <sup>3</sup>	526,4
усредненное по объему ТВС энерговыведение, Вт/см <sup>3</sup>	897,17
усредненное по объему "горячего" сегмента энерговыведение, Вт/см <sup>3</sup>	1260,17
максимальное объемное энерговыведение, Вт/см <sup>3</sup>	1641,00
усредненный по активной зоне тепловой поток, Вт/см <sup>2</sup>	19,14
усредненный по ТВС тепловой поток, Вт/см <sup>2</sup>	30,30
усредненный по "горячему" сегменту тепловой поток, Вт/см <sup>2</sup>	41,07
тепловой поток от самого горячего участка твэла, высотой 3 см	57,3
температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	45
максимальная температура теплоносителя, °С	70,0
максимальная температура оболочки твэла, °С	90,2
температура теплоносителя на входе в активную зону $T_{нпк}$ , °С	114
минимальное значение $K_{нк}$ по Берглесу-Розенау	1,57

В четвертой главе «Полномасштабные эксперименты на критическом стенде по моделированию физического пуска реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом» приводятся результаты экспериментов на критическом стенде по моделированию физического пуска реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

Программа экспериментальных работ на критическом стенде включала в себя:

1. загрузку активной зоны ТВС с достижением и фиксацией критического состояния критсборки;
2. формирование промежуточной загрузки активной зоны, состоящей из 13 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа;
3. определение эффективности РО КО, РО АР и РО АЗ;
4. формирование рабочей загрузки активной зоны, состоящей из 17 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа;
5. определение эффективности всех РО СУЗ;
6. ТВС 1-го типа в активной зоне (в ячейках 10-10, 10-9, 10-7, 10-6, 7-8).

Критическая загрузка активной зоны составила 11 ТВС ВВР-КН первого типа и 10 ТВС ВВР-КН второго типа (см. рис. 3).



**Рис. 3. Картограмма критической загрузки**

Промежуточная и рабочая конфигурации активной зоны содержали 23 и 27 ТВС, соответственно. При рабочей загрузке активной зоны запас реактивности достигает  $\approx 7,0\% \Delta k/k$ . Эффективности рабочих органов СУЗ приведены в таблице 4.

Эффективность РО СУЗ для рабочей загрузки (%  $\Delta k/k$ )

AP	1КО	2КО	3КО	4КО	5КО	6КО	1АЗ	2АЗ	3АЗ
0,23	1,03	1,64	2,33	1,14	1,25	2,65	1,04	1,20	0,81

Исследование нейтронных полей в трех облучательных каналах активной зоны подтвердило увеличение, по сравнению со старой активной зоной, максимальных абсолютных значений потоков тепловых нейтронов в два раза (см. таблицу 5).

## Плотность потока нейтронов в облучательных каналах

Номер канала	Плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	
	Тепловые ( $E_n < 0,625$ эВ)	Быстрые ( $E_n > 1,15$ МэВ)
9-9	$(3,4 \pm 0,2) 10^9$	$(6,4 \pm 0,6) 10^8$
11-9	$(3,5 \pm 0,3) 10^9$	$(7,1 \pm 0,7) 10^8$
10-8	$(3,7 \pm 0,3) 10^9$	$(7,1 \pm 0,7) 10^8$

Результаты экспериментов подтвердили порядок набора критической массы и нейтронно-физические параметры рабочей конфигурации активной зоны, полученные ранее расчётным путем. Кроме того, полученные результаты позволили верифицировать нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основе проведенных исследований по диссертации доктора философии (PhD) по техническим наукам на тему «Расчетно-экспериментальное обоснование эксплуатационных режимов активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом» получены следующие результаты:

1. С точки зрения технико-экономического подхода, выбрана оптимальная конфигурация активной зоны реактора ВВР-К, содержащая три высокопоточных канала в центральной части активной зоны.

2. Показано, что разработанная конфигурация активной зоны реактора ВВР-К с ТВС ВВР-КН (17 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа) позволяет не только сохранить эксплуатационные и экспериментальные характеристики реактора, но и улучшить их.

3. Показано, что, благодаря разработанному облучательному устройству и новой компоновке активной зоны реактора ВВР-К, были достигнуты проектные характеристики новой конструкции ТВС.

4. Разработанный испытательный стенд позволил уточнить расчетную теплогидравлическую модель ТВС ВВР-КН.

5. Показано, что новая конфигурация активной зоны является безопасной, и превышения допустимых эксплуатационных параметров, как в стационарном состоянии, так и при переходных процессах, не происходит.

6. Показана возможность проведения реакторных испытаний новой конструкции ТВС в активной зоне реактора ВВР-К.

7. Обоснована безопасность проведения ресурсных испытаний в активной зоне реактора ВВР-К. Расчетно-экспериментальные исследования показали, что даже при применении консервативного подхода превышения допустимых эксплуатационных параметров как штатной, так и опытной ТВС, не происходит. При работе двух главных циркуляционных насосов, которые обеспечивают расход теплоносителя через активную зону на уровне  $700 \text{ м}^3/\text{ч}$ , кризиса теплообмена в самых энергонапряженных ТВС (штатной и опытной) не возникает, а именно: температуры стенок твэлов и теплоносителя остаются ниже допустимых пределов (температура плавления алюминиевого сплава  $\sim 600^\circ\text{C}$  и температура кипения воды при атмосферном давлении  $\sim 97^\circ\text{C}$ ).

8. Ресурсные испытания трех опытных ТВС были проведены в активной зоне реактора ВВР-К в период с марта 2011 года по июль 2013 года. Длительность облучения составила 480 эффективных суток.

9. В процессе ресурсных испытаний опытных ТВС были достигнуты их проектные характеристики, что было подтверждено системами внутриреакторного контроля параметров испытаний.

10. В двух из трех опытных ТВС было достигнуто выгорание  $\sim 60\%$  по урану-235. В третьей опытной ТВС было достигнуто выгорание  $\sim 50\%$  по урану-235, что является выше 40% гарантированного значения заводом-изготовителем для серийных изделий.

11. Показано, что организация бокового отражателя из бериллия в существующей активной зоне ВВР-К привела к улучшению ее нейтронно-физических характеристик (плотность потока тепловых нейтронов в облучательных каналах активной зоны, глубина выгорания топлива и т.д.), что позволило во время ресурсных испытаний без ущерба проводить другие облучательные работы.

12. Новая конструкция ТВС типа ВВР-КН подтвердила свою работоспособность.

13. Обоснован безопасный переход активной зоны реактора ВВР-К от водяного отражателя нейтронов к бериллиевому.

14. Показано, что формирование бериллиевого отражателя приводит к улучшению нейтронно-физических характеристик стационарной активной зоны реактора ВВР-К.

15. Проанализированы исходные события, которые могут привести к аварии или аварийной ситуации, включая проектную и запроектную аварию. Из рассмотренных постулируемых исходных событий к аварии может привести потеря теплосъема с ТВС с последующим ее плавлением.

16. Экспериментальные исследования на критическом стенде показали безопасность процесса набора критической массы и подтвердили расчетное значение критической загрузки активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

17. Моделирующие эксперименты на критическом стенде также показали увеличение плотности потока тепловых нейтронов в центре активной зоны в два раза.

18. Верифицирован комплекс нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

**THE SCIENTIFIC COUNCIL DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 FOR  
AWARDING ACADEMIC DEGREES, UNDER THE INSTITUTE OF  
NUCLEAR PHYSICS ACADEMY SCIENCES OF THE UZBEKISTAN**

---

**KAZAKHSTAN REPUBLIC MINISTRY OF ENERGY  
INSTITUTE OF NUCLEAR PHYSICS**

**SHAIMERDENOV ASSET ABDULLAEVICH**

**SUBSTANTIATION OF OPERATIONAL MODES FOR THE WWR-K  
REACTOR CORE WITH LOW-ENRICHED URANIUM FUEL  
VIA EXPERIMENTS AND CALCULATIONS**

**01.04.01 – Instruments and methods of experimental physics**

**ABSTRACT**

**of the dissertation (PhD) of a philosophy doctor in technical sciences**

**Tashkent– 2020**

The doctor dissertation has been done at the National research Tomsk polytechnic university and at the Institute of Nuclear Physics under the Kazakhstan Republic Ministry of Energy.

The abstract of the dissertation in there languages (uzbek, russian and english (summary)) is placed in the Scientific Council web site ([www.inp.uz](http://www.inp.uz)) and in the Educational information portal «Ziyonet» ([www.ziyonet.uz](http://www.ziyonet.uz)).

**Scientific adviser:** **Shamanin Igor Vladimirovich**  
Doctor of Physical and Mathematical Sciences, professor

**Official opponents:** **Muminov Tolib Musaevich**  
Doctor of Physical and Mathematical Sciences, professor,  
academician

**Baytelesov Sapar Akimovich**  
Candidate of Physical and Mathematical Sciences, senior researcher

**Lead organization:** **The al Farabe Kazakh National University**

Defense of the thesis will be held on «\_\_\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2020 at \_\_\_\_ p.m. at the meeting of the Scientific council DSc.02/30.12.2017.FM/T.33.01 at the Institute of Nuclear Physics of the Academy Sciences of Uzbekistan (Address: 100174, Tashkent, Ulugbek settlement, INP.Phone: (+99871)289-31-41; fax: (+99871)289-36-65; e-mail: [info@inp.uz](mailto:info@inp.uz)).

The dissertation is available at the information resource center of the Institute of nuclear physics of the Academy Sciences of Uzbekistan (registered under №\_\_\_\_\_). Address: 100214, Tashkent, Ulugbek settlement, INP.Phone: (+99871) 289-31-19).

The dissertation abstract was distributed on «\_\_\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2020.  
(distribution protocol registry № \_\_\_\_\_, dated \_\_\_\_\_ 2020).

**M. Yu. Tashmetov**  
Chairman of the Scientific Council  
for awarding academic degrees,  
Doctor ph.-m.s., professor

**O.R.Tojiboyev**  
Scientific Secretary of the Scientific Council  
for awarding academic degrees, PhD.ph.-m.s.

**I. Nuritdinov**  
Chairman of scientific seminar at the Scientific Council  
for awarding academic degrees,  
Doctor ph.-m.s., professor

## INTRODUCTION (annotation of PhD dissertation)

**Actuality and relevance of the topic of the dissertation.** After the collapse of the Soviet Union, Kazakhstan inherited a military legacy in the form of an arsenal of nuclear weapons and the Semipalatinsk test site. By presidential decree No. 409, signed on August 29, 1991, the Semipalatinsk test site, where nuclear weapons tests were conducted, was closed. Kazakhstan also voluntarily abandoned nuclear weapons. Since that time, Kazakhstan has positioned itself as a country that develops only the peaceful use of nuclear energy.

As known, research reactors are the main consumers of highly enriched fuel that can be used for military purposes. In this regard, in the late 1970s, experts in the field of the nuclear fuel cycle began to persistently recommend the conversion of research reactors to low-enriched fuel (less than 20% in uranium-235). In 1978, the United States instituted a program to reduce fuel enrichment in research and material science reactors (Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, RERTR). The RERTR program has received wide international recognition and support and was implemented as a part of the Global Threat Reduction Initiative (GTRI).

Kazakhstan operated three research reactors and one critical facility with highly enriched uranium fuel. One of these reactors is the VVR-K reactor, located near Almaty. In accordance with the Strategic Development Plan of the Republic of Kazakhstan until 2025<sup>1</sup>, as well as a part of international obligations on the non-proliferation of nuclear materials and technologies, in 2003 the Kazakhstan Institute of Nuclear Physics initiated the activities to study the possibility of converting the WWR-K reactor to low-enriched uranium fuel. With the simple replacement of highly enriched uranium with low-enriched uranium, a decrease/deterioration of reactor performance was expected, leading to an increase in operating costs. The reactivity of the core fuel loading would decrease, a level of the burnup of <sup>235</sup>U would decrease and the cost of fuel would increase, and this would lead to an increase in the size of the core, and, consequently, the magnitude of the neutron flux per the power unit, i.e. reactor efficiency would decrease. Therefore, in view of conversion of the WWR-K reactor to low-enriched uranium fuel, a full cycle of computational and experimental studies was carried out, covering both the assessment of practical feasibility and experimental modelling of the operating conditions of a new fuel assembly in the WWR-K reactor, as well as and physical startup of the reactor at a critical facility. For the conversion of the WWR-K reactor, a new fuel assembly design was developed, which was named as the WWR-KN fuel assembly.

In terms of radiation impact on population, personnel and environment, any nuclear reactor is a potentially dangerous facility, and issues related to ensuring its safety are relevant and priority throughout the world. Kazakhstan is not an

---

<sup>1</sup>Decree of the President of the Republic of Kazakhstan No. 636 dated February 15, 2018 “Strategic Plan for the Development of the Republic of Kazakhstan until 2025”



exception, where research aimed at ensuring nuclear and radiation safety of nuclear facilities in the Republic is relevant.

The relevance of this work is to justify the safety of operation of the WWR-K reactor with low enriched uranium fuel and to obtain new data on the operability of the VVR-K fuel assemblies obtained by its computational and physical modelling in the WWR reactor core.

The studies conducted in this thesis correspond to the tasks provided for in the Decree of the President of the Republic of Kazakhstan No. 636 «Strategic Plan for the Development of the Republic of Kazakhstan until 2025» dated February 15, 2018, the Laws of the Republic of Kazakhstan No. 407-IV “On Science” dated February 18, 2011, No. 146-IV “On State Support of Innovation Activities” dated March 30, 2009, as well as in other regulatory documents adopted in this direction.

**Adequacy of the study to the priority areas of development of science and technology of the Republic.** The dissertation research was carried out in accordance with the priority areas of development of science and technology in the Republic of Uzbekistan: II. "Energy, the energy and resource conservation."

**The degree of knowledge of the problem.** Since 1978, as part of the international RERTR program, more than 50 reactors have been converted to fuel with enriched uranium-235 less than 20%. For research reactors in Hungary, Ukraine, Vietnam, the Czech Republic, Uzbekistan, Libya, Bulgaria, and North Korea, the Novosibirsk Chemical Concentrates Plant (NZHK) organized the production of fuel assemblies of the WWR-M5 type and fuel assemblies of the IRT-4M type with enrichment fuel, which is below 20% for uranium-235.

Russia has the largest number of research reactors operating on highly enriched uranium fuel, and the task of minimizing the use of such fuel is also relevant for it. In December 2010, an agreement was signed between Rosatom and the US Department of Energy on a preliminary study on the possibility of converting six Russian research reactors: Argus, IR-8, OR, IRT-MEPHI (Moscow), MIR.M1 (Dimitrovgrad) and IRT-T (Tomsk). But at present, due to the political situation, these works are suspended.

In the Republic of Uzbekistan, the VVR-SM research reactor, which is located in Ulugbek, near Tashkent, was converted to low-enriched uranium fuel in 2009. For conversion of the reactor, fuel assemblies of the IRT-4M type were selected, with an enrichment of 19.7% for uranium-235. In the USA, the following reactors can be mentioned: reactor at the University of Wisconsin (UWNR, University of Wisconsin Nuclear Reactor); NRAD reactor (Neutron radiography reactor) of Idaho National Laboratory; MURR reactor of the University of Missouri (University of Missouri Research Reactor center). In Europe, for example, the following research reactors were converted: MARIA reactor (Poland); reactor LVR-15 (Czech Republic); VVRS-M10 reactor (Hungary). In Japan, the research reactor JRR-4 (Japan Research Reactor) and the material science reactor JMTR (Japan Material Testing Reactor). In Libya, the IRT-1 reactor was converted to low-enriched uranium fuel. In Argentina, the RA-6 reactor.

Most of the above reactors retained their performance after conversion. Some of them are currently shut down or decommissioned, but this is usually related to the political decisions of the country where they are located (abandonment of nuclear energy, completion of the life of the reactor, financial difficulties, lack of funding to ensure the safety of the reactor in accordance with new regulatory requirements, etc.). The conversion of existing research reactors allows updating and modernizing the main reactor systems, bringing the systems and documentation in accordance with modern international and national regulatory requirements, which are periodically tightened, and this is relevant and in demand since most existing research reactors have been in operation for more than 40 years. In general, it can be stated that the conversion of the reactor to low-enriched fuel makes it a new installation with new capabilities.

**The connection of the dissertation research with research plans of the research institution where the dissertation was completed.** The dissertation research was carried out as part of the scientific and technical program “Development of Atomic Energy in the Republic of Kazakhstan” on the topics 02.03 “Development of methods to ensure nuclear and radiation safety of nuclear facilities and industry of the Republic of Kazakhstan” (2004-2008), 02.02 “Research to ensure nuclear and of radiation safety of nuclear facilities of the Republic of Kazakhstan ”(2009-2014), 04/01“ Conversion of the core of the VVR-K reactor to low enrichment fuel ”(2015-2017), as well as in the framework of international grants to reduce fuel enrichment and material science research reactors (Reduced enrichment for research and test reactors - RERTR

**The aim of the study** is to justify, via calculations and experiments, safe operation of the WWR-K reactor with a new design of the VVR-KN fuel assemblies and to confirm the expected improvement of the operational and experimental characteristics of the reactor.

**Tasks of the study:**

develop a new layout of the WWR-K reactor core with the VVR-KN fuel assemblies, in which the operational and experimental characteristics of the reactor are improved;

carry out computer modeling of operational modes for the WWR-K reactor with a new fuel assembly with low enriched uranium fuel;

substantiate the safety of life tests of experimental fuel assemblies VVR-KN in the core of the VVR-K reactor;

conduct physical modeling of the conditions in the WWR-K reactor core to achieve design characteristics of the new fuel assembly design with low enriched uranium fuel;

substantiate the safety of the WWR-K reactor under stationary and transient operating conditions;

simulate the physical start-up of the WWR-K reactor with low enriched uranium fuel at a critical facility to confirm the results of computer modeling.

**The object of study** is the WWR-K reactor core with low-enriched uranium fuel.

**The subject of the study** is a new design of fuel assemblies with reduced enrichment in uranium-235, which was specially developed for the conversion of the VVR-K research reactor.

**Research Methods.** Neutron-physical calculations were performed with the computer codes MCNP and MCU-REA, which use the Monte Carlo method to solve the neutron transfer equation. Heat-hydraulic calculations for the core stationary states were performed with the computer codes PLTEMP and ASTRA, transients – with the code PARET. Experiments at the critical facility were carried out to determine the neutron-physical characteristics of the reactor core under physical start-up mode. Life test of three pilot fuel assemblies with low enriched uranium fuel was carried out in the WWR-K reactor core with high-enriched uranium fuel.

**The scientific novelty** of the study is as follows:

an algorithm for choosing the optimal configuration of the reactor core is proposed;

a scientific and technical methodology for substantiating the safety of a reactor during its conversion is proposed;

the experimental dependence of the neutron multiplication effective coefficient on the number of loaded VVR-KN fuel assemblies for critical mass buildup has been established;

verification of the neutron-physical characteristics of the mixed reactor core with the VVR-KN and VVR-C fuel assemblies via comparison with experimental data.

**The practical results of the study are as follows**

the limits and conditions for safe operation of the WWR-K reactor under different operating conditions are justified;

an experimental bench for conducting thermohydraulic measurements was designed and manufactured;

for the first time, experimental data on the performance of the VVR-KN fuel assemblies were obtained;

the WWR-K reactor safety analysis reports were developed for the life tests of experimental fuel assemblies and the core converted to low-enriched uranium;

the possibility of modeling the conditions in the tank reactor core for achieving the design characteristics of a fuel assembly with a high specific power is proved;

the effect of a beryllium reflector on the fraction of delayed neutrons in the reactor core was established;

an experimental irradiation channel from beryllium was made;

the procedure for gaining critical mass during the physical start-up of the WWR-K reactor with low enriched uranium fuel was developed and worked out.

**The reliability of the research results** is justified by conducting experimental studies using modern methods and means of measurement, as well as using computational models verified by numerous experiments. The dissertation performed by the author and the results obtained in this way correspond to the modern scientific and technical level; theoretical results, based on an integrated

approach, are obtained using a proven wide range of mathematical apparatus, the conclusions do not contradict generally accepted ideas. The high scientific, technical and methodological level of the work performed is confirmed by the fact that the results obtained and conclusions based on them are discussed at international conferences and published in refereed international journals, proceedings of conferences and domestic publications.

**The scientific and practical significance of the research results.** The scientific significance of the results is determined by the fact that scientific data have been obtained on the change in the main characteristics of the reactor during its conversion. The results will be of interest to research teams involved in justifying the transfer of research reactors to low-enriched fuel.

The practical significance of the research results lies in the fact that for the first time experimental data on the operability of the VVR-K fuel assemblies were obtained and the limits and safety conditions of the WWR-K reactor with low enriched uranium fuel were substantiated under different operating conditions. The data obtained will improve the manufacturing technology of fuel assemblies in order to increase their resource and will be interesting to the manufacturer of fuel assemblies. The reactor safety justification methodology will be of interest to organizations operating similar reactors, which are planned to be converted to low enriched fuel.

**Putting the research results into life.** The results of computational and experimental studies were used to justify the safety of conversion of two nuclear facilities (the VVR-K research reactor and the critical facility) of the Republican State Enterprise "Institute of Nuclear Physics" of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan to the low-enriched uranium fuel. Based on the results, the core layout technique based on VVR-KN fuel assemblies can be recommended for conversion of other similar research reactors to low enriched uranium fuel.

**Testing the results of the study.** The results of this study were reported and discussed at 17 International and Republican scientific-technical and scientific-practical conferences and seminars.

**Publishing the results.** 28 publications were published on the topic of the dissertation, including 8 articles in peer-reviewed scientific journals, of which 8 articles in scientific journals recommended by the Higher Attestation Commission of the Republic of Uzbekistan for publication of the main scientific results of the dissertation and 11 - in collections of articles.

**The dissertation structure and scope.** The dissertation consists of introduction, four chapters, conclusion, list of used literature. The volume of the dissertation is 170 pages.

## CONCLUSIONS

Based on the studies carried out on the dissertation of the Doctor of Philosophy (PhD) in technical sciences on the topic "Computational and experimental justification of the operational regimes of the WWR-K reactor core with low enriched uranium fuel", the following outcomes were obtained:

1. In terms of the technical and economic approach, the optimal configuration of the WWR-K reactor core has been selected, containing three high-flow channels in the central part of the core.

2. It has been shown that the developed configuration of the WWR -K reactor core with VVR-KN fuel assemblies (17 fuel assemblies of the 1st type and 10 fuel assemblies of the 2nd type) allows not only to preserve the operational and experimental characteristics of the reactor, but even to improve them.

3. It has been shown that due to the developed irradiation device and the new layout of the WWR-K reactor core, the design characteristics of the new fuel assembly design were achieved.

4. The developed test bench has made it possible to clarify the design thermal-hydraulic model of the VVR-KN fuel assemblies.

5. It has been shown that the new configuration of the core is safe, and the permissible operating mode parameters of both the stationary state and transient processes don't overrun.

6. The possibility for conducting in-reactor test of the new-design fuel assemblies in the core of the WWR-K reactor has been shown.

7. Safety of the life test in the WWR-K reactor core has been justified. Computational and experimental studies have shown that even when applying a conservative approach, the permissible operating-mode parameters for both standard and experimental fuel assemblies, don't overrun. During the operation of two main circulation pumps, which provide a coolant flow rate through the core at a level of 700 m<sup>3</sup>/h, heat-exchange crises do not occur in the hottest FAs (in both the standard and experimental ones), namely, the temperature of the fuel meat and cladare left lower than its acceptable limits (the melting point of an aluminium alloy ~600 °C and of water boiling point at atmospheric pressure ~ 97° C).

8. Resource tests of three experimental fuel assemblies were carried out in the core of the WWR-K reactor from March 2011 to July 2013. The exposure time was 480 effective days.

9. In course of the LTA life tests, its design characteristics were achieved; this fact is proved by systems of in-reactor monitoring of test parameters.

10. In two out of three LTAs the 60-% burnup was reached. In the third LTA the burnup level by uranium-235 was ~50, being higher than the 40-% level assured by the plan manufacturing serial products.

11. It has been shown that arrangement of a side reflector from beryllium in the existing WWR-K reactor core leads to improvement of its neutron-physical characteristics (thermal neutron flux density in the core irradiation channels, a level of fuel burnup, etc.), making it possible to carry out other irradiation work during LTA life test.

12. Serviceability of the new design of the WWR-KN FA has been proved.

13. Safe conversion of the WWR-K reactor core from water neutron reflector to beryllium one has been proved.

14. Formation of beryllium reflector has been shown to result in improvement of neutron-physical characteristics of the WWR-K reactor core.

15. The initial events capable to result in an accident or in emergency situations, including the design accident and beyond-design one, have been analyzed. Among the postulated initiating events, loss of heat removal from the hottest FA, followed by its melting, is capable to result in an accident.

16. Experimental studies in the critical facility have proved safety of a process of the critical mass collection and confirmed the expected value of the WWR-K reactor core first-criticality with low-enriched uranium fuel.

17. Modelling experiments in the critical facility have confirmed the expected doubling of the thermal neutron flux density in the core centre.

18. The complete set of neutron-physical characteristics of the WWR-K reactor with low-enriched fuel has been verified.

**ЭЪЛОН ҚИЛИНГАН ИШЛАР РЎЙХАТИ**  
**СПИСОК ОПУБЛИКОВАННЫХ РАБОТ**  
**LIST OF PUBLISHED WORKS**

**I бўлим (I часть; part I)**

1. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Первый этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К – результаты и выводы // Вопросы атомной науки и техники (серия Физика ядерных реакторов). – Москва (Россия), 2012. – №3. – С. 74-80. (01.00.00. №17)

2. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л. В., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А., Шаманин И.В. Результаты испытаний опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К // Известия Томского политехнического университета. Серия Техника и технологии в энергетике. – Томск (Россия), 2014. –№ 4 (325).- С.6-15 (№3. Scopus; IF=0,43)

3. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А.,Шаманин И.В. Изменение конфигурации активной зоны исследовательского реактора ВВР-К с целью повышения энергонапряженности экспериментальных топливных сборок при их ресурсных испытаниях // Известия высших учебных заведений. Серия Физика. – Томск (Россия), 2015. - №2/2 (58). - С.184-190. (№3. Scopus; IF=0,625)

4. Шаймерденов А. А., Аринкин Ф. М., Гизатулин Ш. Х., Дюсамбаев Д. С., Колточник С. Н., Чакров П. В., Чекушина Л. В., Шаманин И. В. Пуск и нейтронно-физические характеристики критического стенда РГП «Институт ядерной физики» РК с низкообогащенной активной зоной // Альтернативная энергетика и экология. – Саров, 2015. -№23. – С.51-59. (01.00.00. № 9)

5. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Конверсия активной зоны исследовательского реактора ВВР-К // Атомная энергия. – Москва (Россия), 2017. -№1(123). – С.15-20. (№ 1. Web of Science, IF =0.562).

6. Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Чакров П.В., Кенжин Е.А. 50 лет исследовательскому реактору ВВР-К // Ядерная физика и инжиниринг. – Москва, 2017. - № 5(8). – С. 413–418. (01.00.00. №57)

7. Шаймерденов А.А., Шаманин И.В., Прибатурин Н.А., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чекушина Л.В. Теплофизическое обоснование проведения ресурсных испытаний экспериментальных ТВС ВВР-КН в реакторе ВВР-К // Альтернативная энергетика и экология. – Саров, 2018. - №10-12(258-260). – С.23-33. (01.00.00. № 9)

8. Shaimerdenov A.A., Nakipov D.A., Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Chakrov P.V., Kenzhin Ye.A. The 50<sup>th</sup> Anniversary of the WWR-K Research Reactor // Physics of Atomic Nuclei. – Moscow, 2018. - Vol. 81, No 10.-pp. 1–4. (№3.Scopus; IF=0,458)

## II бۆлим (II часть; part II)

9. Шаймерденов А.А. Создание расчетных моделей для реактора ВВР-К // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – Курчатов (Казахстан), 2009. – № 2. - С.107-112.

10. Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Колточник С.Н., Чекушина Л.В. Теплогидравлический анализ стационарного состояния активной зоны ИР ВВР-К при испытаниях опытных ТВС // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. - Курчатов (Казахстан), 2010. – № 4 (44). - С.54-59.

11. Шаймерденов А.А. Стенд для исследования гидравлических характеристик макетов тепловыделяющих сборок / Шаймерденов А.А., Бейсебаев А.О., Блынский П.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Киселев К.С., Колточник С.Н. // Научный журнал «Мир научных исследований». – Астана (Казахстан), 2011. – № 8-9 (50-51). - С.32-36.

12. Аринкин Ф.М., Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Киселев К.С., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чаков П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Результаты начала испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – Курчатов (Казахстан), 2011. - № 4(48). - С.127-131.

13. Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Блынский П.А., Дюсамбаев Д.С., Романова Н.К., Чекушина Л.В. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным топливом // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. - Курчатов (Казахстан), 2012. – № 3 (51). - С.7-12.

14. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чаков П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Второй этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К – результаты и выводы // Ядерная и радиационная физика: Материалы 9-й международной конференции. - Алматы, 2013. - С.39

15. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чаков П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Результаты ресурсных реакторных испытаний экспериментальных ТВС ВВР-КН с топливом пониженного обогащения // Безопасность исследовательских ядерных установок: Материалы международной конференции. – Димитровград, 2014. - С.96.

16. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltchnik S., Nakipov D., Shaimerdenov A., Hanan N., Garner P., Roglans-Ribas J. Results of the



trial of lead test assemblies in the WWR-K reactor // Research Reactor Fuel Management: Материалы международной конференции. – Любляна, 2014. – С.227-233

17. ArinkinF., ChakrovP., ChekushinaL., GizatulinSh., KoltochnikS., NakipovD., Shaimerdenov A., Hanan N., GarnerP., Roglans-RibasJ.Current Status of Conversion at the WWR-K Research Reactor // Reduced Enrichment Research and Test Reactor : Материалы международной конференции. – Вена, 2014. – С.31-32

18. Shaimerdenov A., Arinkin F., Beisebayev A., Chakrov P.,Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S.New Core with Low-Enriched Uranium Fuel at the Kazakhstan Critical Facility // IAEA Technical Meeting on Enhanced Utilization of Zero Power Reactors and Subcritical Assemblies and IGORR 2014: Материалы международной конференции. – Барилоче (Аргентина), 2014. – С.1-7

19. ArinkinF., Chakrov P., ChekushinaL., GizatulinSh., KoltochnikS., Shaimerdenov A. Analysis of Steady States and Transients for WWR-K reactor with LEU fuel// Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. – Сеул (Корея), 2015. – С.26

20. Shaimerdenov A.A., Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N. Physical and Power Start-up of WWR-K Research Reactor with LEU Fuel // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. –Антверпен (Бельгия), 2016. – С.8.

21. Shaimerdenov A.A., Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N., Nakipov D.A. Conversion of WWR-K Research Reactor// Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. –Антверпен (Бельгия), 2016. – С.6

22. Шаймерденов А.А., Колточник С.Н., Шаманин И.В. Определение энерговыделения в самой энергонапряженной ТВС ВВР-КН с НОУ топливом// Материалы IV-й Международной научной конференции молодых ученых, аспирантов и студентов «Изотопы: технологии, материалы и применение» (ИТМП-2017),30 октября – 3 ноября 2017. - Томск (Россия), 2017. - С.65.

23. Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Чакров П.В., Кенжин Е.А.50 лет исследовательскому реактору ВВР-К // Материалы Международного научного форума «Ядерная наука и технологии», посвященного 60-летию Института ядерной физики, 12-15 сентября 2017 г. – Алматы (Республика Казахстан), 2017. - С.405.

24. Гизатулин Ш.Х., Батырбеков Г.А., Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Бейсебаев А.О., Колточник С.Н., Чекушина Л.В., Романова Н.К., Дюсамбаев Д.С., Накипов Д.А., Чакров П.В., Кенжин Е.А. 45 лет критическому стенду // Материалы Международного научного форума «Ядерная наука и технологии», посвященный 60-летию Института ядерной физики, 12-15 сентября 2017 г. – Алматы (Республика Казахстан), 2017. - С.406.

25. Shaimerdenov A.A., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltchnik S.N., Arinkin F.M., Nakipov D.A., Kenzhin Ye.A. First One-Year Operation of the WWR-K Research Reactor with LEU Fuel // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. – Чикаго (США), 2017. – С.10

26. Сайранбаев Д.С., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Кенжин Е.А. Динамика изменения кинетических параметров активной зоны ИР ВВР-К с низкообогащенным топливом при постепенной замене водяного отражателя на бериллиевый // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – Курчатов (Казахстан), 2018. - №1(73). - С.114-119

27. Колточник С.Н., Сайранбаев Д.С., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А. Сравнение спектра нейтронов в реакторе ВВР-К с высокообогащенным и низкообогащенным топливом // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – Курчатов (Казахстан), 2018. -№4. -С.14-17

28. Shaimerdenov A., Gizatulin Sh., Koltchnik S., Chekushina L., Arinkin F., Nakipov D., Chakrov P., Kenzhin Ye. Conversion project of the WWR-K research reactor: summary of activities // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. –Эдинбург (Шотландия), 2018. – С.6