

ՀԱՅԱՍՏԱՆԻ ԱԶԳԱՅԻՆ ՊՈԼԻՏԵԽՆԻԿԱԿԱՆ ՀԱՄԱԼՍԱՐԱՆ

ՆԱԻՐԻ ՀՐԱՀԱՏԻ ԲԱՂԴԱՍԱՐՅԱՆ

**ՋՋԷՌ ՄԻՋՈՒԿԱՅԻՆ ՎԱՌԵԼԻՔԻ ԿՐԻՏԻԿՈՒԹՅԱՆ ԱՆՎՏԱՆԳՈՒԹՅԱՆ
ՀԵՏԱԶՈՏՈՒՄԸ ԱՅՐՄԱՆ ԽՈՐՈՒԹՅԱՆ ՀԱՇՎԱՌՄԱՄԲ**

Ե.14.02 – «Միջուկային էներգետիկ կայանքներ» մասնագիտությամբ
տեխնիկական գիտությունների թեկնածուի գիտական աստիճանի հայցման
ատենախոսության

ՍԵՂՄԱԳԻՐ

ԵՐԵՎԱՆ 2017

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ АРМЕНИИ

БАГДАСАРЯН НАИРИ ГРААТОВИЧ

**АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ КРИТИЧНОСТИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА
ВВЭР С УЧЕТОМ ВЫГОРАНИЯ**

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук по
специальности 05.14.02 - “Ядерные энергетические установки”

ЕРЕВАН 2017

Ատենախոսության թեման հաստատվել է Հայաստանի Ազգային Պոլիտեխնիկական Համալսարանում

Գիտական ղեկավար՝	Ֆիզ-մաթ. գ. թ.	Ս.Ա. Բզնունի
Պաշտոնական ընդդիմախոսներ՝	Ֆիզ-մաթ. գ. դ., պրոֆեսոր տեխ. գ. թ., դոց.	Վ.Մ. Ժամկոչյան Ա.Պ. Սահակյան
Առաջատար կազմակերպություն՝	«Ատոմային էլեկտրակայանների շահագործման հայկական գիտահետազոտական ինստիտուտ» ՓԲԸ	

Ատենախոսության պաշտպանությունը կայանալու է 2017թ. հուլիսի 8-ին, ժամը. 13⁰⁰-ին Հայաստանի ազգային պոլիտեխնիկական համալսարանում գործող ԲՈՀ-ի էներգետիկայի 043 մասնագիտական խորհրդի նիստում (հասցե՝ 0009, Երևան, Տերյան փ., 105, 2-րդ մասնաշենք):

Ատենախոսությանը կարելի է ծանոթանալ ՀԱՊՀ գրադարանում:

Սեղմագիրն առաքված է 2017թ. հունիսի 6-ին:

Մասնագիտական խորհրդի
գիտական քարտուղար, տեխ. գ. թ., դոց.՝  Ա.Ա. Գևորգյան


Тема диссертации утверждена в Национальном Политехническом Университете Армении

Научный руководитель:	к. ф.-м. н.	С.А. Бзнуни
Официальные оппоненты:	д. ф.-м. н., проф. к. т. н., доц.	В.М. Жамкочян А.П. Саакян
Ведущая организация:	“Армянский Научно - Исследовательский Институт По Эксплуатации Атомных Электростанций ”ЗАО	

Защита диссертации состоится 8-го июля 2017г. в 13⁰⁰ часов на заседании специализированного совета ВАК 043 - “Энергетика”, действующего при Национальном политехническом университете Армении (адрес: 0009, Ереван, ул. Теряна, 105, корпус 2).

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НПУА.

Автореферат разослан 6-го июня 2017 г.

Ученый секретарь
специализированного совета, к. т. н., доц.  А. А. Геворгян

ԱՇԽԱՏԱՆՔԻ ՀԱՄԱՌՈՏ ԲՆՈՒԹԱԳԻՐԸ

Աշխատանքի արդիականությունը: Աշխատած միջուկային վառելիքի անվտանգության գնահատման կարևորագույն բաղադրիչի՝ կրիտիկության անվտանգության վերլուծության նպատակով ի սկզբանե կիրառվել է «Թարմ միջուկային վառելիք» մեթոդը: Այս մեթոդը հաշվի չի առնում միջուկային ռեակտորի ակտիվ գոտում միջուկային վառելիքի շահագործման ընթացքում իզոտոպային կազմի փոփոխությունը, այսինքն՝ համարվում է, որ մնացած հավասար պայմաններում (հարստացում, երկրաչափություն, նյութական կազմ և այլն) թարմ և աշխատած միջուկային վառելիքային կասետներն ունեն միևնույն ռեակտիվությունը: Սա հանգեցնում է աշխատած միջուկային վառելիքի, պահպանման ավազանների, տրանսպորտային կոնտեյներների և չոր պահեստարանների նեյտրոնների բազմացման գործակցի էական գերազնահատման: Արդյունքում, նշանակալիորեն նվազում է միավոր ծավալում բեռնվող/պահպանվող վառելիքային կասետների թույլատրելի թիվը, ինչը հանգեցնում է միջուկային վառելիքի բեռնավորման և տեղափոխությունների գործողությունների թվի էական աճի, դրանցով պայմանավորված միջուկային և ռադիացիոն ռիսկերի աճի, ինչպես նաև տնտեսական կորուստների: Ուստի, ներկայումս լայնորեն սկսվել է հետազոտվել, իսկ ԱՄՆ-ում, Ֆրանսիայում և մի շարք այլ զարգացած միջուկային էներգետիկա ունեցող երկրներում նաև կիրառվել «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգը, որը հաշվի է առնում միջուկային վառելիքի ռեակտիվության նվազումը ռեակտորի ակտիվ գոտում աշխատելիս: Վերոնշյալ մեթոդի կիրառումը թույլ է տալիս էապես մեծացնել միջուկային վառելիքի պահեստարանների, տրանսպորտային կոնտեյներների տարողունակությունները, նվազեցնել միջուկային վառելիքի բեռնավորման և տեղափոխությունների գործողությունների թիվը, հետևաբար՝ դրանց ընթացքում հնարավոր միջուկային և ռադիացիոն վթարների ռիսկերը, և նշանակալիորեն բարելավել միջուկային վառելիքի կառավարման տնտեսական ցուցանիշները:

Աշխատանքի նպատակը: Աշխատանքի նպատակն է ուսումնասիրել կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում ՋՋԷԴ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի համար «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառման հիմնախնդիրները, մասնավորապես՝

- միջուկային վառելիքի այրման խորության (глубина выгорания) արքիալ բաշխվածության ազդեցությունը նեյտրոնների բազմացման գործակցի (k_{eff}) վրա,
- այրված միջուկային վառելիքի հաշվարկային և չափված իզոտոպային կազմերի տարբերությունների ազդեցությունը k_{eff} վրա,

- աշխատած միջուկային վառելիքի պահեստարանների, տրանսպորտային կոնտեյներների տարողունակության մեծացման և բեռնավորման լավարկման խնդիրները:

Աշխատանքի գիտական նորույթ:

- Միջուկային վառելիքի այրման խորության տասը տարբեր խմբերի համար ի հայտ են բերվել ՋՋԷՆ-440 ռեակտորի վառելիքի այրման խորության աքսիալ բաշխվածության այն պրոֆիլները, որոնք հանգեցնում են k_{eff} -ի առավելագույն արժեքի:
- Հաշվարկվել են փորձնական տվյալներից ՋՋԷՆ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղումները և շեղման անորոշությունները:
- Հաշվարկվել է ՋՋԷՆ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի համար փորձից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված k_{eff} -ի շեղումը և շեղման անորոշությունը:
- Առաջարկվել և հիմնավորվել է ՋՋԷՆ-440 ռեակտորի աշխատած միջուկային վառելիքի՝
 - պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման չափը և հնարավոր բեռնավորման քարտեզը,
 - տրանսպորտային կոնտեյներում բորացված բջիջների լավարկված տարածական կոնֆիգուրացիաները՝ վառելիքային կասետների միջին այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում:

Աշխատանքի կիրառական նշանակությունը: Աշխատանքի շրջանակներում ցույց է տրվել, որ «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառումը թույլ է տալիս ՋՋԷՆ-440 ռեակտորների, մասնավորապես՝ ՀԱԷԿ աշխատած միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի տարողունակությունը մեծացնել 138 վառելիքային կասետներով, իսկ աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյներում բորացված բջիջների թիվը 34-ից նվազեցնել մինչև 3: Արդյունքում, հնարավորություն կստեղծվի հայաստանում ՀԱԷԿ-ում 2-րդ էներգաբլոկից 1-ին էներգաբլոկ, ինչպես նաև 1-ին էներգաբլոկից միջուկային վառելիքի չոր պահեստարան վառելիքային կասետների տեղափոխությունների և վառելիքի հետ կատարվող գործողությունների թիվը՝ դրանով իսկ նվազեցնելով հնարավոր միջուկային վթարի ռիսկը և անձնակազմի ճառագայթահարումը, ինչպես նաև ապահովել ազատ բջիջներ ՀԱԷԿ ակտիվ գոտու վթարային լրիվ բեռնաթափման դեպքում, ինչը հանդիսանում է պարտադիր պայման ՀԱԷԿ շահագործման համար:

Պաշտպանության ներկայացվող դրույթները:

- ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի վառելիքային կասետի իզոտոպային կազմի հաշվարկման եռաչափ մոդել:
- k_{eff} -ի առավելագույն արժեք ապահովող այրման խորության արքսիալ բաշխվածությունների պրոֆիլներ:
- Փորձնական տվյալներից ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքի հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղման և շեղման անորոշության արժեքներ:
- ՋՋԷՌ-440 տիպի միջուկային վառելիքի համար փորձից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված k_{eff} -ի արժեքի շեղման և շեղման անորոշության արժեքներ:
- ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի աշխատած միջուկային վառելիքի պահպանման մեծացված տարողունակությամբ ավազանի քարտեզ:
- ՋՋԷՌ-440 տիպի աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյներում բորացված ներդիրների լավարկված տարածական կոնֆիգուրացիաներ:

Աշխատանքի արդյունքների հավաստիությունը: Ատենախոսության արդյունքները ներկայացվել են հետևյալ միջազգային գիտաժողովներում՝

- 10th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sofia, Bulgaria, 7–14 September 2013,
- International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: An Integrated Approach to the Back End of the Fuel Cycle, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 15–19 June 2015,
- 11th International Conference on WWER Fuel Performance Modelling and Experimental Support, Varna, 28 September – 02 October, 2015,
- 26th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Helsinki, Finland, 10 – 14 October, 2016:

Աշխատանքի արդյունքների հրապարակումները: Ատենախոսության ուսումնասիրության հիմնական արդյունքները տպագրվել են 4 գիտական հոդվածներում, որոնք ներկայացված են սեղմագրի վերջում:

Ատենախոսության կառուցվածքը և ծավալը: Ատենախոսությունը ներկայացված է 104 էջերում, պարունակում է 8 աղյուսակ, 46 նկար: Աշխատանքը բաղկացած է հապավումների ցանկից, ներածությունից, 4 գլուխներից, եզրակացություններից և օգտագործված գրականության ցանկից (104 անուն):

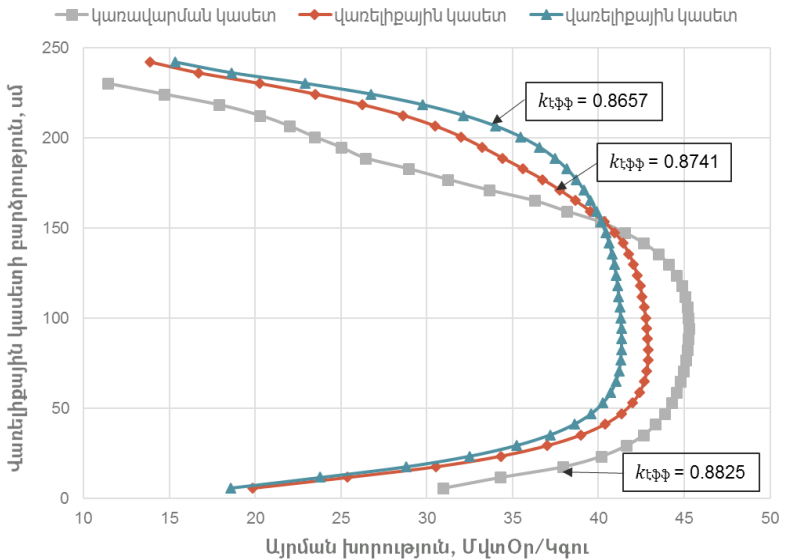
ԱՇԽԱՏԱՆՔԻ ՀԱՄԱՌՈՏ ԲՈՎԱՆԴԱԿՈՒԹՅՈՒՆԸ

Ներածությունում հիմնավորված է թեմայի արդիականությունը, ներկայացված են աշխատանքի նպատակները, տրված է աշխատանքի գիտական նորույթը, կիրառական նշանակությունը, պաշտպանության ներկայացվող հիմնական դրույթները:

Առաջին գլխում ներկայացված է գրականության վերլուծությունը, մասնավորապես միջուկային վառելիքի պահպանման և տեղափոխման պրոցեսներում կրիտիկության անվտանգության գնահատման միջազգային փորձը, կիրառվող մեթոդների հիմնական առանձնահատկությունները և աշխատանքում օգտագործվող հայեցակարգի նպատակային լինելը: Վերլուծված է արևմտյան և ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների համար «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառելիության պահանջները, հիմնական տարբերությունները և ի հայտ են բերված առկա բաց հարցերը: Գրականության վերլուծության հիման վրա ձևակերպվել են ատենախոսության հաջորդ գլուխներում իրականացված հետազոտական աշխատանքները:

Երկրորդ գլխում ներկայացված է նեյտրոնների բազմացման գործակցի (k_{eff}) առավելագույն արժեքի հանգեցնող այրման խորության աքսիալ բաշխվածության հետազոտության արդյունքները:

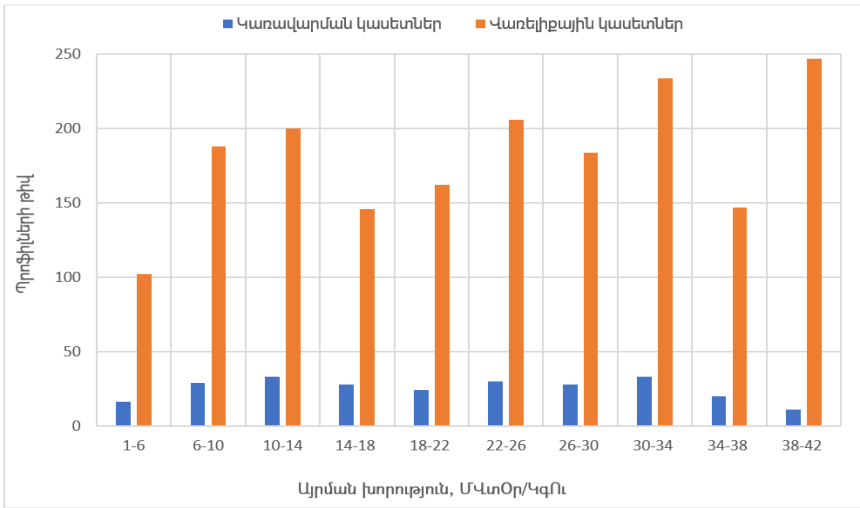
Օգտագործված միջուկային վառելիքի (այսուհետ՝ ՕՄՎ) ռեակտիվության վրա մեծ ազդեցություն ունի այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունը: Նկ.1-ում, որպես օրինակ, բերված է միևնույն միջին այրման խորությամբ երկու վառելիքային և մեկ կառավարման կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածության պրոֆիլները և դրանց կիրառմամբ վառելիքային անվերջ ցանցի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները: Ինչպես երևում է, միևնույն միջին այրման խորության դեպքում աքսիալ տարբեր բաշխվածությունները հանգեցնում են k_{eff} -ի նշանակալիորեն տարբեր արժեքների: ԱԷՄԳ-ի, ինչպես նաև ՀՀ գործող օրենսդրության պահանջներով միջուկային վառելիքի կրիտիկության անվտանգության վերլուծություններում միջուկային վառելիք պարունակող համակարգը պետք է մոդելավորել ամենառեակտիվ բաշխվածությունների կիրառմամբ: Ի տարբերություն արևմտյան PWR և BWR տիպի ռեակտորների, ռուսական ՋՋԷՌ տիպի ռեակտորների վառելիքային կասետների այրման խորության աքսիալ բաշխվածությունները ներառող բաց տվյալների բազա առկա չէ և դրանց վերաբերյալ համապարփակ վերլուծություններ դեռևս իրականացված չեն:



Նկ.1. Վառելիքային կասետների այրման խորության արքիալ բաշխվածության պրոֆիլների ազդեցությունը նեյտրոնների բազմացման գործակցի (k_{eff}) արժեքի վրա

Հաշվի առնելով վերոնշյալը, ատենախոսության շրջանակներում ստեղծվել է ՀԱԷԿ ԶՋԷՌ-440 ռեակտորի վառելիքային կասետների այրման խորության արքիալ բաշխվածությունների տվյալների բազա, որը ներառում է 1913 արքիալ պրոֆիլներ՝ ստացված 653 տարբեր վառելիքային և կառավարման կասետներից: Այրման խորության արժեքները վերցվել են ՀԱԷԿ համապատասխան վառելիքային բեռնավորումների նեյտրոնաֆիզիկական բնութագրերի հաշվետվություններից: Այրման խորության արժեքները հաշվարկվել են ռեակտորի ակտիվ գոտու մոդելավորման եռաչափ BIPR-7A ծրագրի կիրառմամբ:

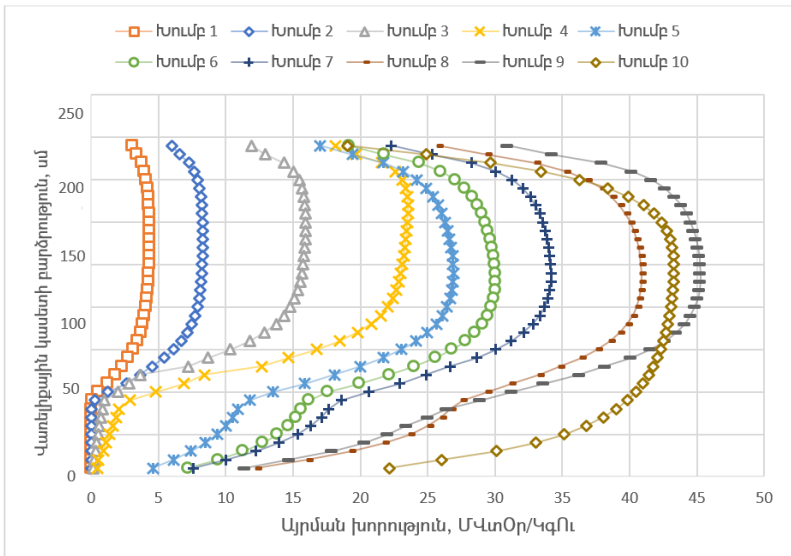
Հաշվի առնելով, որ այրման խորության արքիալ բաշխվածությունը խիստ կախված է ըստ վառելիքային կասետի բարձրության միջինացված այրման խորությունից, այրման խորության արժեքների տիրույթը բաժանվել է 10 խմբերի (տես՝ նկ.2): Բազայում առկա յուրաքանչյուր պրոֆիլի կիրառմամբ իրականացվել է ԶՋԷՌ-440 ռեակտորի աշխատած վառելիքի պահպանման ավազանի կրիտիկության հաշվարկ: Հաշվարկներն իրականացվել են MCNP 6.1 ծրագրի միջոցով՝ «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտիվներ» մեթոդի կիրառմամբ (U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am -241), քանի որ այս մեթոդի կիրառման դեպքում



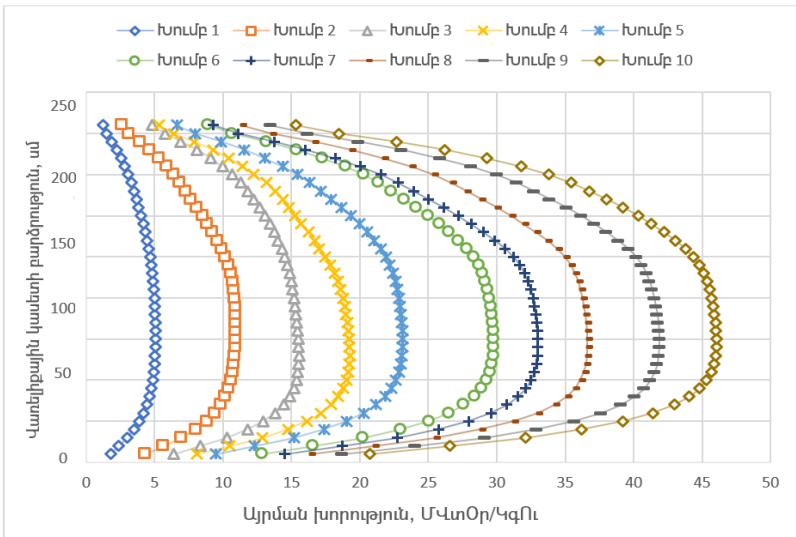
Նկ.2. Վառելիքային և կառավարման կասետների սահմանային արտիալ բաշխվածության պրոֆիլները այրման խորության տարբեր խմբերի համար

միջուկային վառելիքում նեյտրոնների կլանումների շուրջ 98-99%-ը այսպիսով բաշխված է հենց այս իզոտոպերով:

Հետազոտության արդյունքում ստացվել են վառելիքային և կառավարման կասետների համար նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն



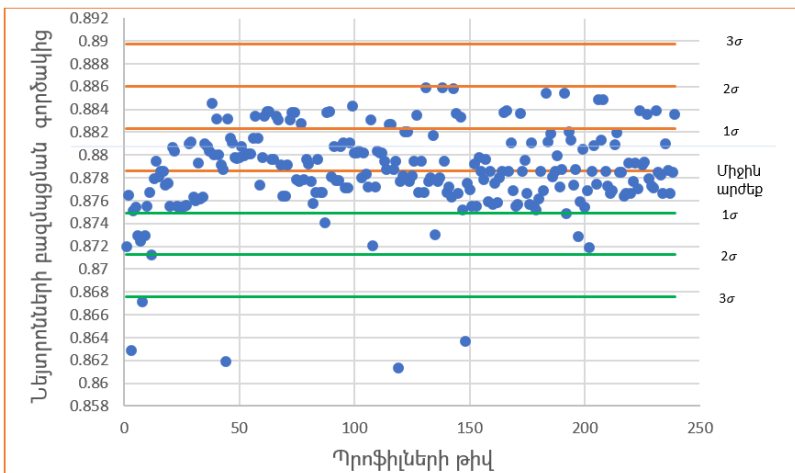
Նկ.3. Այրման խորության արտիալ բաշխվածությունը սահմանային պրոֆիլները կառավարման կասետների համար



Նկ.4. Այրման խորության արսիալ բաշխվածությունը սահմանային պրոֆիլները վառելիքային կասետների համար

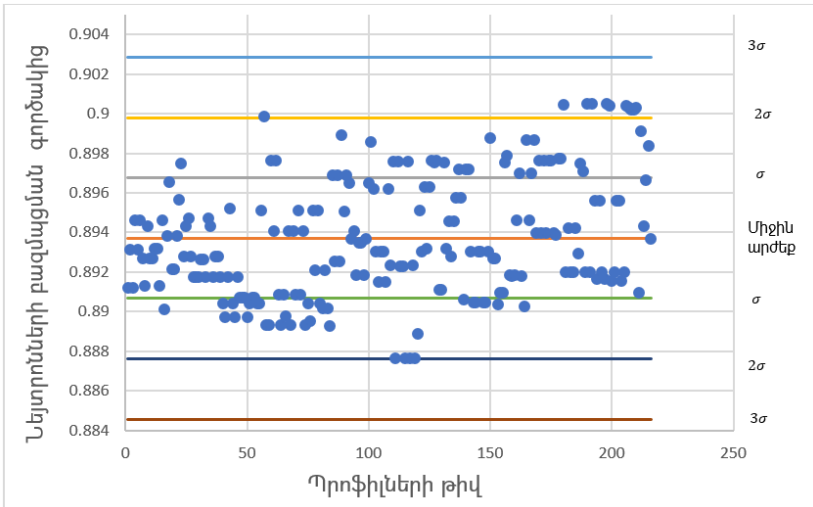
արժեքի հանգեցնող այրման խորության արսիալ բաշխվածության պրոֆիլները միջին այրման խորության տասը տարբեր խմբերի համար (տես՝ նկ.3-4):

Գնահատելու համար, արդյո՞ք որքանով են ստացված պրոֆիլները ներկայացուցչական ՋՋԷՌ-440 վառելիքային կասետների համար, իրականացվել է վիճակագրական վերլուծություն: Նկ.5-6-ում, որպես օրինակ, բերված են



Նկ.5. 9-րդ խմբի վառելիքային կասետների կիրառմամբ պահպանման ավագանու մ նեյտրոնների բազմապատկման գործակից արժեքները

այրման խորության 9-րդ և 10-րդ խմբերի վառելիքային կասետների կիրառմամբ ՕՄՎ պահպանման ավագանում նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները:

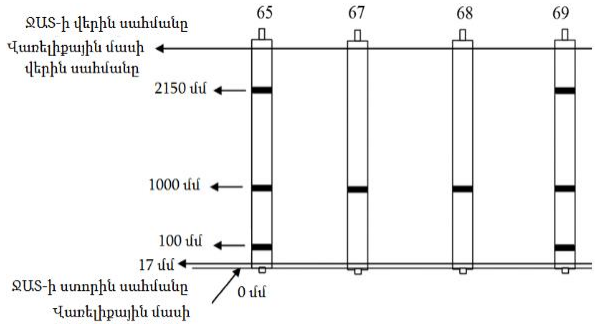
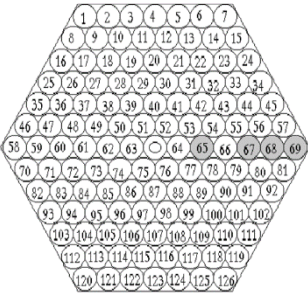


Նկ.6. 10-րդ խմբի վառելիքային կասետների կիրառմամբ պահպանման ավագանում նեյտրոնների բազմապատկման գործակցի արժեքները

Վերլուծության արդյունքում ստացվել է, որ վառելիքային կասետների համար ամենառեակտիվ բաշխվածությունները ընկած են 2.5σ տիրույթում, իսկ կառավարման կասետների համար 2σ տիրույթում, ինչը ցույց է տալիս, որ ստացված պրոֆիլները 95% հավանականությամբ հանդիսանում են սահմանային պրոֆիլներ ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի վառելիքային կասետների համար:

Երրորդ գլխում գնահատվել է նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը և շեղման անորոշությունը՝ պայմանավորված փորձնական տվյալներից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ:

Փորձնական տվյալներից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղման և շեղման անորոշության գնահատման համար օգտագործվել են Նովոլորոնեժի ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի 38.5 ՄՎտՕր/ԿգՈւ միջին այրման խորությամբ և 3.6 % սկզբնական հարստացմամբ աշխատած միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի չափումների վերլուծության արդյունքները: Չափումներն իրականացվել են վառելիքային կասետի 4 տարբեր ՋԱՏ -երի համար, վառելիքային 8 հաբերում՝ կիրառելով ռադիոքիմիական տարալուծման եղանակը: Նկ.7-ում բերված է չափված վառելիքային կասետի լայնական հատույթի կտրվածքը, որտեղ 65, 67,



Նկ.7. Հերազդարվող ՋԱՏ-երի փարածական դիրքը վառելիքային կասեղում

68 և 69 թվերը համապատասխանում են վառելիքային կասեղում հետազոտված ՋԱՏ-երի դիրքին: Յուրաքանչյուր կտորում չափվել է միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմը, իզոտոպերի միջուկային խտությունները և այրման խորությունները:

Միջուկային վառելիքի իզոտոպային կազմի և կրիտիկության հաշվարկներն իրականացվել են MCNP 6.1 ծրագրով: Իզոտոպային կազմի Մոնտե-Կառլո հաշվարկներում վիճակագրական հուսալի տվյալներ ստանալու համար ընտրվել են հետևյալ պարամետրերը՝ նեյտրոնների թիվը մեկ սերնդում՝ 100000, նեյտրոնների սերունդների թիվը՝ 500, բաց թողնվող նեյտրոնների սերունդների թիվը՝ 300:

Յուրաքանչյուր իզոտոպի համար չափված (M_n^j) և հաշվարկային (C_n^j) միջուկային կոնցենտրացիաների հարաբերության միջին արժեքը (\bar{R}_n) և նրա ստանդարտ շեղումը (σ_n) հաշվարկվել են հետևյալ կերպ.

$$R_n^j = \frac{M_n^j}{C_n^j}, \quad \bar{R}_n = \frac{\sum_{j=1}^{N_n} R_n^j}{N_n}, \quad \sigma_n = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^{N_n} (R_n^j - \bar{R}_n)^2}{(N_n - 1)}}$$

Օգտվելով մաթեմատիկական վիճակագրության մեթոդներից, գնահատվել է \bar{R}_n -ի վերին սահմանային արժեքը (upper tolerance limit), որը γ հավանականությամբ իր մեջ կընդգրկի \bar{R}_n -ի ապագա բոլոր հանրավոր արժեքների p տոկոսը.

$$\bar{R}_n^U = \bar{R}_n + \alpha_\gamma^p \cdot \sigma_n,$$

որտեղ α_γ^p -ն ընդունելիության սահմանային գործակիցն (tolerance limit factor): α_γ^p -ն էապես մեծանում է փոքր չափումների թվի դեպքում: Մասնավորապես, հաշվարկային իզոտոպային կազմի փորձից շեղման վերին սահմանը, որն 95% հավանականությամբ կներառի \bar{R}_n -ի ապագա բոլոր հանրավոր արժեքների 95%-ը, որոշվում է հետևյալ կերպ.

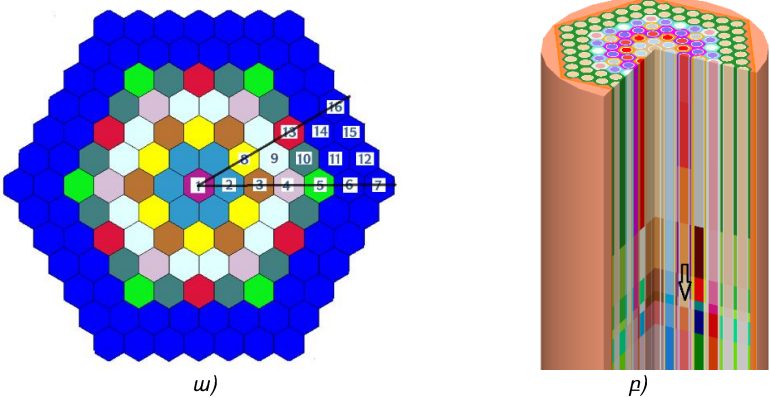
$$\bar{R}_n^U = \bar{R}_n + 3.034 \cdot \sigma_n:$$

Հաշվարկային մոդելում իզոտոպային կազմը ներմուծվել է օգտագործելով հետևյալ բանաձևը՝

$$C_n^k = C_n * (\bar{R}_n + 3.034 * \sigma_n * \xi),$$

որտեղ n -ը տվյալ իզոտոպի համարն է, C_n^k ն n -րդ նուկլիդի փորձի հիման վրա ուղղված կոնցենտրացիան է, C_n -ը n -րդ նուկլիդի հաշվարկային կոնցենտրացիան է, \bar{R}_n -ը n -րդ նուկլիդի շեղումն է փորձից, σ_n -ը n -րդ նուկլիդի շեղման անորոշությունն է, ξ -ն -1 ից 1 տիրույթում ընտրված պատահական թիվ է: Այլ կերպ ասած, իզոտոպային կազմը Մոնտե-Կառլո մեթոդով խաղարկվել է իզոտոպային կազմի փորձից շեղման վերին և ստորին տիրույթներում:

Իզոտոպային կազմի հաշվարկներն իրականացվել են համաձայն ռադիոքիմիական վերլուծության երկրաչափական, նյութական կազմի և շահագործման պատմության բնութագրերի: Նկ.8-ում բերված է MCNP 6.1 ծրագրով մշակված վառելիքային կասետի իզոտոպային կազմի հաշվարկման մոդելի լայնական կտրվածքը (ա) և եռաչափ (բ) պատկերները: Ուսումնասիրվող ՋՍՏ-երի վրա հարևան ՋՍՏ-երի ազդեցությունը հաշվի առնելու նպատակով, հարևան ՋՍՏ-երը մոդելավորվել են առանձին: Մասնավորապես, նկ. 8ա) -ում բերված տարբեր գույները և թվերը համապատասխանում են տարբեր վառելիքային ՋՍՏ-երի: Մոդելի եռաչափ պատկերում, որպես օրինակ, սլաքով նշված է ուսումնասիրվող հաբերից մեկի տարածական դիրքը վառելիքային



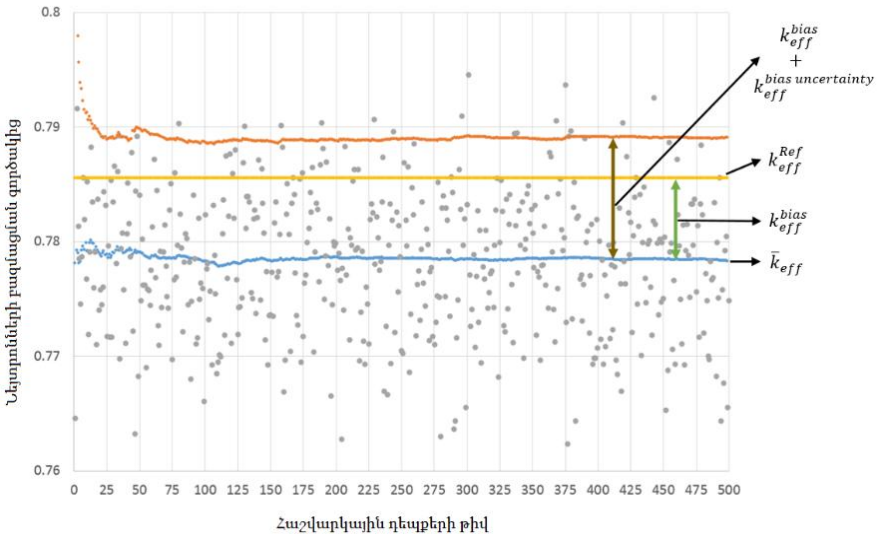
Նկ.8. Վառելիքային կասետի իզոտոպային կազմի հաշվարկման մոդելի ա) լայնական հատույթի և բ) եռաչափ պատկերները

կասետում:

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի միջին արժեքը և ստանդարտ շեղումը հաշվարկվել են 500 տարբեր Մոնտե-Կառլո մեթոդով հավասարաչափ բաշխմամբ խաղարկված իզոտոպային կազմերի դեպքում, հետևյալ բանաձևով՝

$$\bar{k}_{eff} = \sum_{i=1}^{N_c} \frac{k_{eff}^i}{N_c}, \quad \sigma_{keff} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{N_c} (k_{eff}^i - \bar{k}_{eff})^2}{(N_c - 1)}}$$

որտեղ k_{eff}^i -ը i -րդ դեպքի բազմացման գործակցի արժեքն է, N_c -ն հաշվարկային դեպքերի թիվը: Նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղումը հաշվարկվել է հետևյալ բանաձևով՝ $k_{eff}^{bias} = k_{eff}^{Ref} - \bar{k}_{eff}$, որտեղ k_{eff}^{Ref} առաջին անդամը համակարգի նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքն է առանց ուղղիչ գործակիցների կիրառման: k_{eff} -ի շեղման անորոշության գնահատման համար օգտագործվել է հետևյալ բանաձևը՝ $k_{eff}^{bias\ uncertainty} = \sigma_{keff} * \alpha_{\gamma}^B$, որտեղ α_{γ}^B -ը ընդունելիության սահմանային գործակիցն է $N_c = 500$ հաշվարկային դեպքերի համար: Նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղման և շեղման անորոշության ազդեցությունը նրա վերջնական արժեքի վրա հաշվառվել է հետևյալ կերպ.



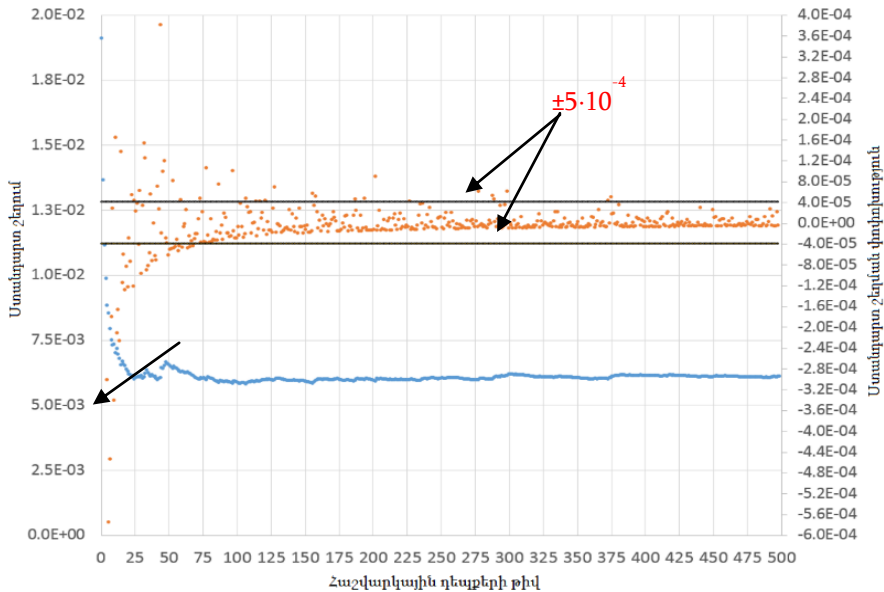
Նկ.9. Նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքները 500 հաշվարկային դեպքերի համար

$$k_{eff}^{bias} + k_{eff}^{bias\ uncertainty} = \left\{ \frac{(\bar{k}_{eff} - k_{eff}^{Ref}) + \sigma_{keff} * t_{f_1}^{N_c}, \bar{k}_{eff} > k_{eff}^{Ref}}{\sigma_{keff} * t_{f_1}^{N_c}, \bar{k}_{eff} \leq k_{eff}^{Ref}} \right\}$$

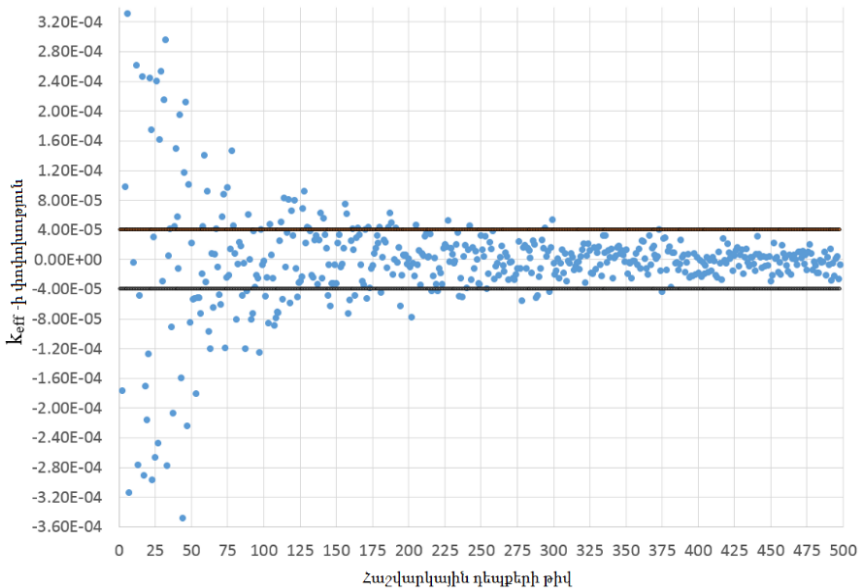
Վերլուծություններն իրականացվել են ՀԱԷԿ այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյնների մոդելի համար: Նկ.9-ում բերված են իզոտոպային կազմի անորոշություններով պայմանավորված ՀԱԷԿ միջուկային

վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների նեյտրոնների բազմացման գործակցի շեղման և շեղման անորոշության հաշվարկների արդյունքները:

k_{eff}^{bias} and σ_{keff} համարվում են զուգամիտված, եթե լրացուցիչ հաշվարկային արժեք ավելացնելով նրանց միջին արժեքի փոփոխությունը ընկած է $\pm 5 \cdot 10^{-4}$ տիրույթում: Ինչպես երևում է նկ.10 - նկ.11-ից, արդեն 375 հաշվարկային դեպքերից հետո k_{eff} -ի և նրա ստանդարտ շեղման փոփոխություններն ընկած են $\pm 4 \cdot 10^{-4}$ տիրույթում: Արդյունքում, k_{eff} -ի շեղման և շեղման անորոշության համար ստացվել է՝ $k_{eff}^{bias} = 0.00722$ և $k_{eff}^{bias\ uncertainty} = 0.01075$:



Նկ.10. Նեյրոնների բազմացման գործակցի ստանդարտ շեղման փոփոխությունը 500 հաշվարկային դեպքերի համար



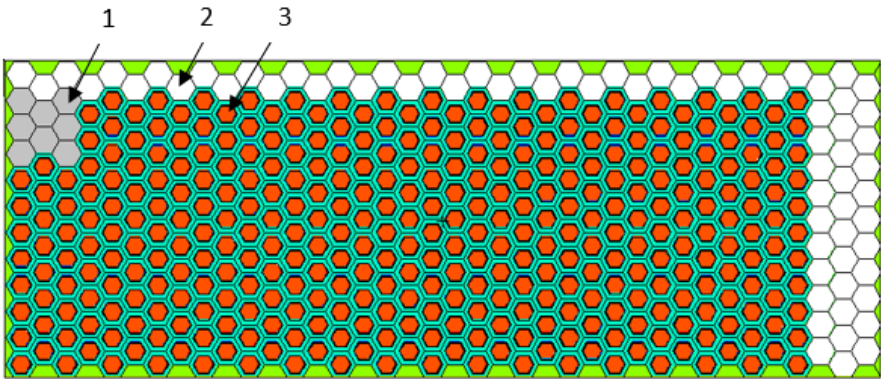
Նկ.10. Նեյրոնների բազմացման գործակցի փոփոխությունը 500 հաշվարկային դեպքերի համար

Չորրորդ գլխում «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգը կիրառվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորների միջուկային վառելիքի համար, մասնավորապես իրականացվել են հետևյալ վերլուծությունները.

1. Այրված միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի տարրողունակության մեծացում

ՀԱԷԿ ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի միջուկային վառելիքային կասետների նախագծային 3.6% հարստացումը բարձրացվել է 3.82%, որը պահանջում է աշխատած վառելիքի պահպանման ավազանում ավելի մեծ հովացման ժամանակի անհրաժեշտության(որպեսզի բավարարվեն մնացորդային ջերմանջատման և նեյտրոնային/գամմա ճառագայթման դոզաների պահանջները աշխատած միջուկային վառելիքի կոնտեյնրի տեղափոխման և չոր պահեստարանում պահպանման դեպքերում): Եվ որպես արդյունք, խնդիր է առաջանում մեծացնել վառելիքի պահպանման ավազանների տարրողունակությունը՝ ռեակտորի ակտիվ գոտու վթարային լրիվ բեռնաթափման դեպքում անհրաժեշտ քանակությամբ ազատ քիչներ ունենալու համար:

Նկ.12-ում բերված է ՀԱԷԿ 3.82% միջին հարստացմամբ օգտագործած միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի մոդելի լայնական հատույթի պատկերը:



Նկ.12. Միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի մոդելի լայնական հատույթը (1.2բեռնավորվող քիչներ, 2. Ավելցուկային քիչներ, 3. Բեռնավորվող քիչներ)

ՋՋԷՌ-440 ռեակտորների միջուկային վառելիքի պահպանման ավազանի Մոնտե-Կառլո մեթոդով իրականացված հետազոտության արդյունքում ստացվել է, որ այրման խորության արքսիալ բաշխվածության սահմանային պրոֆիլների կիրառման և միայն ակտիվիտիների հաշվառման պարագայում (այրման խորության միջին 40 ՄվտՕր/ԿգՈւ արժեքի դեպքում) վառելիքային կասետների

միջև հեռավորությունը հնարավոր է փոքրացնել 22.5 սմ-ից մինչև 20.8 սմ, ինչը թույլ կտա ավազանում բեռնավորվող վառելիքային կասետների թիվը մեծացնել 138-ով:

2. Այրված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյներում բորացված բջիջների տարածական կոնֆիգուրացիայի լավարկում

ՀԱԷԿ աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների կրիտիկության անվտանգությունն հիմնավորված է սկզբնական 3.82% հարստացմամբ միջուկային վառելիքի համար: Տրանսպորտային կոնտեյները պարունակում է 56 բեռնավորման բջիջներ: Վթարային իրավիճակներում ՕՄՎ տրանսպորտային կոնտեյների ենթակրիտիկությունը ապահովվում է 34 բորացված բջիջների օգտագործմամբ:

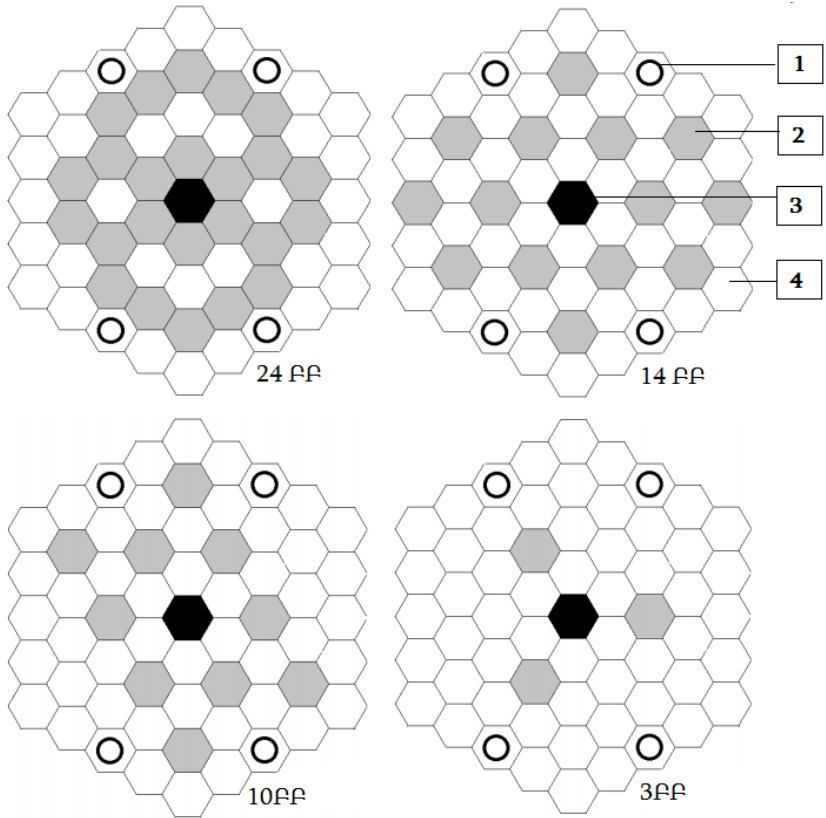
Ուսումնասիրվել են բորացված և չբորացված բջիջների տարբեր փոխդասավորություններ՝ տարբեր քանակի բորացված բջիջների կիրառմամբ, գտնելու համար նվազագույն բորացված բջիջների կիրառմամբ այն լավարկված դասավորվածությունը, որը կբավարարի անվտանգության $k_{eff} < 0.95$ չափորոշիչին:

Նեյտրոնների բազմացման գործակցի հաշվարկների համար օգտագործվել է SCALE 6.0 հաշվարկային ծրագրերի փաթեթի KENO-VI ծրագիրը, իսկ որպես նեյտրոն-միջուկային միկրոսկոպիկ փոխազդեցությունների գրադարան օգտագործվել է 238 խմբային ENDF/B-VII.0 գրադարանը:

Վառելիքային կասետների իզոտոպային կազմի վերլուծություններն իրականացվել են ORIGEN-S ծրագրով, այրման խորության չորս տարբեր արժեքների համար՝ 10, 20, 30, 40 ՄՎտօր/ԿգՈւ: «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտինոիդներ» մեթոդի կիրառմամբ հաշվի են առնվել հետևյալ իզոտոպերը՝ U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241: Իզոտոպային կազմի հաշվարկներում ենթադրվել է, որ վառելիքային կասետների նվազագույն հովացման ժամկետը ակտիվ գոտուց հանելուց հետո կազմում է 100 օր, քանի որ այն բերում է ռեակտիվության մաքսիմալ արժեքի: Նկ.13-ում բերված են այրման խորության տարբեր արժեքներ ունեցող ՕՄՎ կասետների բեռնավորմամբ տրանսպորտային կոնտեյներում անհրաժեշտ բորացված բջիջների նվազագույն թիվը և օպտիմալ փոխդասավորվածությունը:

Այսպիսով, օգտագործված միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների օպտիմալ բեռնավորման վերլուծությունների արդյունքում ստացվել է, որ «Միայն ակտինոիդներ» մեթոդի կիրառմամբ 10, 20, 30 և 40 ԳՎտ օր/ՏՈւ

այրման խորության արժեքների դեպքերում տրանսպորտային կոնտեյներում ներկայիս բորացված բջիջների թիվը կարելի է նվազեցնել համապատասխանաբար 10, 20, 24 և 31 բորացված բջիջներով (ԲԲ):



Նկ.13. ՕՄՎ տրանսպորտային կոնտեյներում անհրաժեշտ բորացված բջիջների թիվը այրման խորության տարբեր արժեքների դեպքում (1.Մեխանիկական ամրության ձող, 2.Բորացված բջիջներ, 3. Կենտրոնական չբեռնավորվող բջիջ, 4. Չբորացված բջիջ):

ԵԶՐԱԿԱՑՈՒԹՅՈՒՆՆԵՐ

- Մշակվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի աշխատած միջուկային վառելիքի այրման խորության աքսիալ բաշխվածության պրոֆիլների տվյալների բազա, որի հիման վրա միջին այրման խորության տասը խմբերի համար հաշվարկվել են նեյտրոնների բազմացման գործակցի առավելագույն արժեքի բերող սահմանային պրոֆիլները վառելիքային և կառավարման կասետների համար:
- Հաշվարկվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի միջուկային վառելիքի հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղումը և շեղման անորոշությունը փորձնական տվյալներից:
- Հաշվարկվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի միջուկային վառելիքի համար փորձից հաշվարկային իզոտոպային կազմի շեղմամբ և շեղման անորոշությամբ պայմանավորված նեյտրոնների բազմացման գործակցի արժեքի շեղումը և շեղման անորոշությունը:
- «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի կիրառմամբ գնահատվել է ՋՋԷՌ-440 տիպի ռեակտորի այրված միջուկային վառելիքի կառավարման էֆեկտիվության խնդիրը, մասնավորապես՝
 - պահպանման ավազանի տարողունակության մեծացման խնդիրը, որի արդյունքում ցույց է տրվել, որ առկա վառելիքային կասետների թիվը հովացման ավազանում կարելի է մեծացնել 138-ով,
 - ՀԱԷԿ աշխատած միջուկային վառելիքի տրանսպորտային կոնտեյների բորացված բջիջների քանակի նվազեցման խնդիրը, համաձայն որի՝ առկա 34 բորացված բջիջների թիվը կարելի է փոքրացնել 31-ով:

Ատենախոսության արդյունքները հրատարակված են հետևյալ աշխատանքներում.

1. S. Bznuni, N. Baghdasaryan, A. Amirjanyan, P. Kohut, J. Ramsey, G. Nazaryan, Development of Bounding Burnup Axial Profiles for WWER-440 Spent Fuel Pool Burnup Credit Analysis, Nuclear Science and Engineering, volume 186, issue 1, p. 98-102, 2017,
2. С. Бзнуни, Н. Багдасарян, А. Амирджанян, П. Коут, Анализ уплотненной загрузки отработанного ядерного топлива в стеллажах бассейна выдержки реактора ВВЭР-440, Известия Национальной Академии Наук Армении И Национального Политехнического Университета, том 69, N 3, ст. 245–254, 2016,
3. N. Baghdasaryan, Development of Optimal Fuel Loading Configurations for Armenian ANPP Spent Nuclear Fuel Transport Cask, Proceedings of the YSU, Physical and Mathematical Sciences, vol 2, p. 53–56, 2016,
4. N. Baghdasaryan, S. Bznuni, A. Amirjanyan. Assessment of the Reactivity Bias and Bias Uncertainty Due to WWER-440 Fuel Depletion Uncertainties, Proceedings of the YSU, Physical and Mathematical sciences, vol 1, p. 60–65, 2017:

Summary

To analyze the spent nuclear fuel criticality safety the Fresh Fuel Concept was used at the beginning. However, this method does not take into account the spent fuel isotope composition changes during the operation in reactor core and presumes that in other equal conditions (enrichment, geometry, material composition and other conditions) fresh and spent nuclear fuel assemblies have the same reactivity. This assumption led to overestimation of the neutron multiplication factor of the spent fuel assembly, the transport cask, the spent fuel storage pool and the dry storage. As a result, the permissible number of fuel assemblies that can be loaded in a unit volume decreased significantly which led to increase of transportation and loading operations, and therefore, increase of nuclear and radiation risk and economical loss.

Recently, the ANPP increased initial design base fuel enrichment from 3.6% to 3.82% which leads to rise of discharge burnup of fuel assemblies, consequentially, substantial increase of cooling times (from 5 to 10 years) in spent fuel pools to meet requirements of decay heat and neutron/gamma irradiation doses for further long time dry storage. As a result, the capacities of the spent fuel pools should be increased to avoid shortage of available free cells due to increased cooling times.

In summary, implementation of Burnup Credit Methodology will allow a significant capacity increase of spent nuclear fuel storages and transport casks, will decrease the numbers of spent fuel transportation and loading processes as well as nuclear and radiation risks, and finally, it will reduce the amount of financial spending.

Main conclusions:

1. A database for the axial distribution of the VVER-440 type reactors spent nuclear fuel burnup profiles was developed based on which the boundary profiles of 10 burnup value groups were calculated to obtain the maximum neutron multiplication factor for both fuel rods and fuel followers.

2. The bias and bias uncertainty between computational and experimental values for the nuclear fuel isotope composition of VVER-440 type reactor were computed.
3. The neutron multiplication factor bias and bias uncertainty caused by nuclear fuel isotope composition experimental and computational uncertainties of VVER-440 type reactor were calculated.
4. Effectiveness of management of spent nuclear fuel of VVER-440 type reactor were assessed using Burnup Credit Methodology, in particular:
 - The issue of capacity increase of VVER-440 type reactor spent fuel pool, according which results the number of fuel assemblies loaded into the pool could be increased by 136.
 - The ANPP spent fuel transport canister optimal configuration loading problem, according to which the number of borated cells in the canister could be decreased from 34 to 3.

Наири Багдасарян Граатович

Анализ безопасности критичности ядерного топлива реактора ВВЭР с учетом выгорания

Аннотация

С целью обоснования величины безопасной критичности для отработанного топлива применяется метод «Свежего ядерного топлива». Применение указанного метода не обеспечивает анализа изменения изотопного состава, образующегося в отработанном ядерном топливе, в процессе его эксплуатации в активной зоне реактора, то есть при всех прочих равных условиях (величина обогащения, геометрические параметры, состав и т.д.) величина критичности отработанного и свежего ядерного топлива принята одинаковой.

Подобный подход приводит к излишнему консерватизму (переоценке) при определении величины коэффициента размножения нейтронов в процессе выбора бассейнов выдержки, транспортных контейнеров, хранилищ отработанного топлива «сухого» типа.

Переоценка коэффициента размножения влечет за собой уменьшение разрешенного числа перемещаемых кассет отработанного ядерного топлива

при любых операциях с ним, увеличивается количество проводимых операций, повышается риск нарушения норм и правил радиационной и ядерной безопасности и в конечном итоге растет величина финансовых затрат.

Исходя из вышеизложенного применение концепции «Расчет глубины выгорания» становится востребованным для ААЭС особенно при переходе с топлива с обогащением в 3.6% на топливо с обогащением в 3.82%, так как время выдержки отработанного топлива в бассейнах выдержки удвоилось (с 5 лет до 10), что приведет к отсутствию свободных ячеек в бассейнах выдержки отработанного ядерного топлива ААЭС.

Таким образом, применение концепции «Расчет глубины выгорания» позволит ААЭС увеличить разрешенное число перемещаемых кассет отработанного ядерного топлива при любых операциях с ним, уменьшить число проводимых операций, понизить величину риска нарушения норм и правил радиационной и ядерной безопасности и в конечном итоге снизить величину финансовых затрат.

Основные выводы:

1. Разработана база данных аксиального распределения величины выгорания ОЯТ для реакторов типа ВВЭР-440, на основании которых рассчитаны величины коэффициентов размножения нейтронов для 10 групп с граничными профилями для АРК и топливных кассет,
2. Рассчитаны изменения изотопного состава ОЯТ ВВЭР-440 и величина его отклонения от экспериментальных данных,
3. Рассчитаны изменения величины коэффициентов размножения нейтронов в зависимости от изменения изотопного состава ОЯТ ВВЭР-440 и от величин его отклонения от экспериментальных данных,
4. На основе концепции «Расчет глубины выгорания» оценена эффективность процесса управления ОЯТ для ВВЭР-440 в частности:
 - Возможность увеличения количества кассет с ОЯТ в бассейнах выдержки ААЭС на 138 шт. по сравнению с имеющимся,

- Возможность уменьшения количества борированных вкладышей транспортных контейнеров для СХОЯТ до 31 шт. по сравнению имеющимися 34шт.

