

Монгол улсад тохиромжтой цөмийн сургалт, судалгааны реакторын ГОЛОМТЫН ДИЗАЙНЫ СУДАЛГАА

А.Цэндсүрэн¹, Г.Дамдинсүрэн¹, С.Даваа², Б.Мөнхбат^{1*}

¹ Хэрэглээний Шинжлэх Ухаан, Инженерчлэлийн Сургууль, Монгол Улсын Их Сургууль, Улаанбаатар хот,
Монгол улс

² Цөмийн Энергийн Комиссын Ажлын Алба, Улаанбаатар хот, Монгол улс

Монгол улс анхны цөмийн судалгааны реакторыг эмнэлгийн зориулалттай цацраг идэвхт изотоп үйлдвэрлэх, шаардлагатай хүний нөөцөө бэлтгэх зориулалттай ашиглахаар төлөвлөж байна. Уг судалгааны реакторын техникийн үзүүлэлт ямар байх асуудал дээр эрдэмтэн судлаачид болон шийдвэр гаргагчид нэгдсэн шийдвэрт хүрээгүй байна. Эрдэмтдийн зүгээс чадлын хувьд дунд төвшний реактор манай улсад илүү тохиромжтой гэсэн өнцгөөс харж байгаа бол шийдвэр гаргагчдын хувьд реакторын үнэ ханш өндөр үнэтэй болно гэсэн байр суурьтай байдаг. Энэхүү судалгааны ажлаар реакторын техникийн үзүүлэлтийг харьцуулсан гурван өөр түлш бүхий, чадлын хувьд ялгаатай судалгааны реакторуудын дизайны судалгааг хийж, реакторын чадлаас хамаарч судалгааны реакторын хэрэглээ, ашиглалт хэрхэн өөрчлөгдөж болохыг харуулахыг зорьсон.

PACS numbers: 28.50.Dr, 28.41.Ak

1. УДИРТГАЛ

Монгол улсад тохиромжтой цөмийн сургалт, судалгааны реакторын судалгааны ажил Монгол Улсын Их Сургуулийн харьяа Цөмийн Физикийн Судалгааны Төвд 2014 оноос хийгдэж байна. Эдгээр судалгааны ажлын үр дүнгээс харахад ОХУ-Монголын эрдэмтдийн удаан хугацааны хамтын ажиллагаа, газарзүйн байршил зэргээс шалтгаалж Монгол улсад баригдах анхны цөмийн судалгааны реактор ОХУ-д үйлдвэрлэдэг цөмийн судалгааны реактор байх боломжтой байна. Харин реакторын техникийн үзүүлэлтийн нэг болох реакторын чадлын төвшинг сонгох асуудалд шийдвэр гаргагчид, эрдэмтэн судлаачид харахан тодорхой зөвшилцөлд хүрээгүй байна. Эрдэмтдийн зүгээс дунд чадлын судалгааны реактор судалгаа явуулах, эмнэлгийн болон аж үйлдвэрлэлийн зориулалттай цацраг идэвхт изотоп үйлдвэрлэх зэрэг зорилгоор ашиглахад тохиромжтой гэж үзэж байна. Харин шийдвэр гаргагчид дунд чадлын реакторыг ажиллуулах, аюулгүй ажиллагааг хангах асуудлууд харьцангуй өндөр өртөгтэй, эрсдэлтэй гэж үзэж байна.

Шийдвэрт дэмжлэг үзүүлэх зорилгоор ОХУ – д үйлдвэрлэгдэж байгаа түлшний 3 төрлийн ассемблейн хувьд нейтроник анализ хийж, дунд

чадлын реактор ирээдүйн хэрэглэгчдийн хэрэгцээг бүрэн хангаж чадаж байгаа эсэхийг харуулах шаардлагатай байна. ОХУ-д одоо экспортод гаргадаг VVR-M2, IRT-4M ба VVR-KN гэсэн 3 төрлийн түлшний ассембли байна. Эдгээр түлшний ассембли бүхий цөмийн судалгааны реакторыг олон орон амжилттай ажиллуулж байгаа юм.

VVR-M2 түлшний ассемблейг бага чадлын реакторт (<1МВт), харин IRT-4M-ийг гол төлөв өндөр чадлын реакторт (≥ 10 МВт) тус тус ашигладаг. VVR-KN түлшний ассемблейн хувьд VVR-M2 ба IRT-4M түлшний ассемблитэй харьцуулбал харьцангуй шинэ түлш бөгөөд 2013-оос хэрэглэж эхэлсэн. Энэ ассемблейг дунд чадлын (1-10МВт) реакторт зориулан үйлдвэрлэдэг[1].

Монгол улсад 2018 оны байдлаар нэг жилд 12 Ки идэвх бүхий Тс-99m-н генератор, 1 Ки идэвх бүхий I-131 изотопыг эмчилгээ, оношилгоонд зориулж 100% гаднаас импортоор оруулж ирдэг[2]. Бусад төрлийн изотопын хэрэглээ харьцангуй бага байдаг.

Монгол улсад зөвхөн нэг гамма камер (SPECT-CT) ажилладаг бөгөөд түүнд ашиглагдах үндсэн изотоп болох Тс-99m-н жилийн нийт хэрэгцээ нь 12 Кр болно. Олон улсын жишигт 1 сая хүн амд ногдох эмчилгээ, оношилгооны гамма камер (SPECT-CT гэх мэт) – ийн тоо 2.2 байдаг[3]. 2025

* Electronic address: munkhbat@seas.num.edu.mn

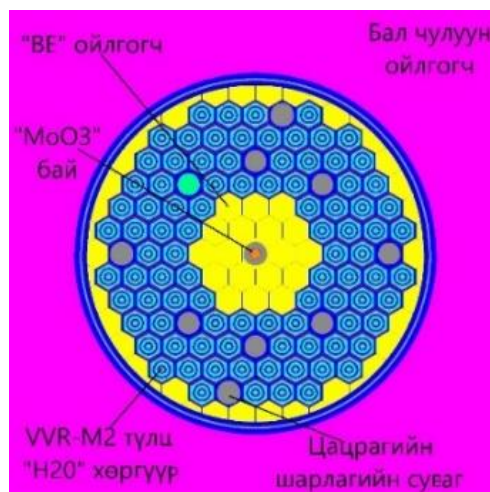
онд Монгол улсын хүн ам 3.5 саяд хүрнэ гэж үзвэл тэр үед $3.5 \times 2.2 \approx 8$ ширхэг гамма камер ажиллаж байна гэж үзэж болно.

Сүүлийн жилүүдэд Монгол улсад хорт хавдраар өвчлөх нь эрс нэмэгдэж байгаа ба түүний оношилгоо, эмчилгээнд нилээд хөрөнгө оруулалт хийгдэж байгаа тул дээрх тоо нэлээд бодиттой тоо байх боломжтой. Дээрх мэдээллээс харахад 2025 онд нэг жилд 100 Кр Тс-99m изотопын хэрэгцээ үүсэх ба үүнийг бүгдийг гаднаас импортоор оруулж ирэх нь хүндрэлтэй болно. Энэхүү изотопыг долоо хоног бүрээр үйлдвэрлэх шаардлагатай байдаг. Иймд 2 Кр/(долоо хоног) хэмжээгээр үйлдвэрлэх шаардлага гарч байна.

Энэхүү судалгаагаар эдгээр 3 өөр түлшний ассемблейн хувьд реакторын физикийн судалгааг гүйцэтгэсэн. Мөн Монгол улсад хорт хавдрын өвчлөл хурдацтай нэмэгдэж, эмнэлгүүдийг цацраг идэвхт изотопоор найдвартай хангахад гарах өртөг өндөр, мөн тээвэрлэлтийн асуудал, Монгол улс өөрөө их хэмжээний Молибденыг экспортод гаргадаг зэргийг харгалзан үзэж нейтрон идэвхжлийн арга буюу (n, γ) урвалаар байгалийн Молибденоос Мо-99 үйлдвэрлэх тооцооллыг хийж гүйцэтгэсэн. Гаргаж авсан үр дүнгээс ямар чадалтай судалгааны реактор байх, эмнэлгийн цацраг идэвхт изотопын дотоодын хэрэгцээгээ хангах боломжит зэргийг урьдчилан таамаглаж болно.

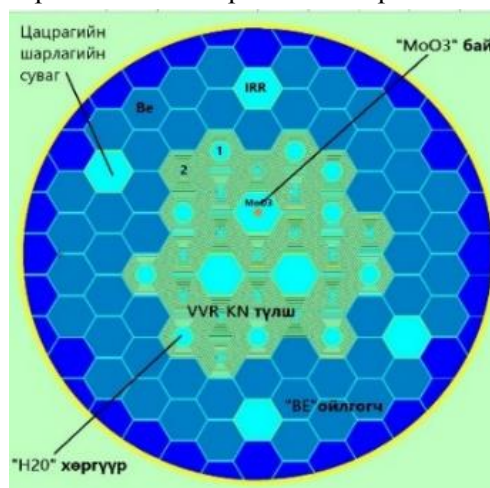
2. РЕАКТОРЫН ДИЗАЙН БА ТҮЛШНИЙ АССЕМБЛИ

Реакторын чадал ба ассемблейн төрлөөс хамааруулан дараах гурван төрлийн реакторын голомтын судалгааг хийсэн. Вьетнам улсын судалгааны реакторт ашиглагддаг 92 ширхэг VVR-M2 түлшний ассемблиээс бүрдэх реакторын голомтыг Зураг 1-д үзүүлэв. Энэ реакторын голомт 3 шарлагын суваг, 7 удирдлагын саваатай ба Берилли ойлгогч, усан хөргүүртэй.



Зураг 1. VVR-M2 түлши бүхий голомт.

Дараагийн реакторын голомт нь Казахстан улсын VVR-K судалгааны реакторт ашиглагддаг 26 ширхэг VVR-KN түлшний ассемблигээс бүрдэх ба Зураг 2-д харуулав. Энэхүү голомтын ойлгогч, хөргүүрийг Вьетнам улсын судалгааны реактортой ижил материал байхаар сонгосон.

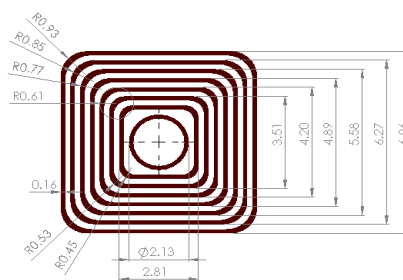
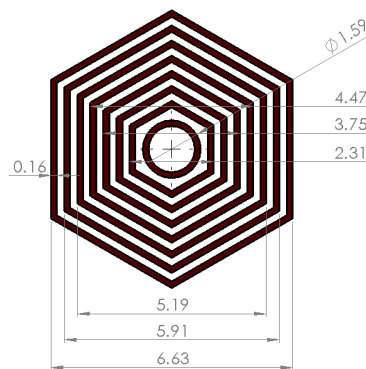
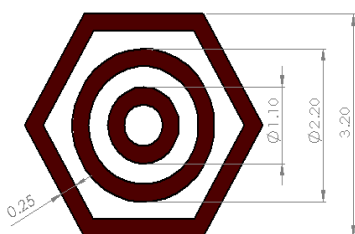


Зураг 2. VVR-KN түлши бүхий голомт.

Гурав дахь реакторын голомт 32 ширхэг 32 IRT-4M түлшний ассемблитай бөгөөд шарлагын суваг болгон хэрэглэх зорилгоор голдоо 4 түлшний ассемблейн зайг усаар дүүргэсэн байхаар тооцсон ба Зураг 3. – т харуулав. Берилли ойлгогч, усан хөргүүртэй байхаар тооцоолов. Гурван төрлийн түлшний ассемблейн техникийн үзүүлэлтийг [4]-ээс авсан ба Хүснэгт 1. – д үзүүлэв.



Зураг 3. IRT-4M түлш бүхий голомт.



Зураг 4. VVR-M2, VVR-KN, IRT-4M түлшний ассемблейн хэмжээс.

Хүснэгт 1. Голомт, түлшний ассемблейн үзүүлэлтүүд.

Д/д	Үзүүлэлт	VVR-M2	VVR-KN	IRT-4M
1	Дулааны чадал	500 кВт	5 МВт	10 МВт
2	Голомтын өндөр	60 см	60 см	60 см
3	Түлшний материал	UO ₂ -Al	UO ₂ -Al	UO ₂ -Al
4	Түлшний баяжуулалт	19.7%	19.7%	19.7%
5	Түлшний эвлүүлгийн тоо	92	26	32
6	Түлшний зузаан	0.094 см	0.07 см	0.07 см
7	Бүрээсийн зузаан	0.78 см	0.45 см	0.045 см
8	Нэг түлшний ассембли дэх ²³⁵ U-ийн нийт жин	50 г	202/ 253 г	300 г
9	Түлшний эвлүүлгийн эзлэхүүн (зөвхөн түлш)	285.23 см ³	1046.44 см ³	1330.45 см ³

3. АРГА ЗҮЙ БА КОД

Реакторын голомтын судалгааг Япон Улсын Атомын Энергийн Агентлагаас хөгжүүлэн гаргасан, Монте-Карло аргад суурилсан MVP/GMVP-II [5] симуляцын кодыг JENDL-3.3 [6] цөмийн өгөгдлийн сантай хослуулан нейтроник тооцооллыг гүйцэтгэсэн. Мөн түлшний шаталтын тооцооллыг MVP-BURN [7] симуляцын кодыг ашиглан гүйцэтгэсэн.

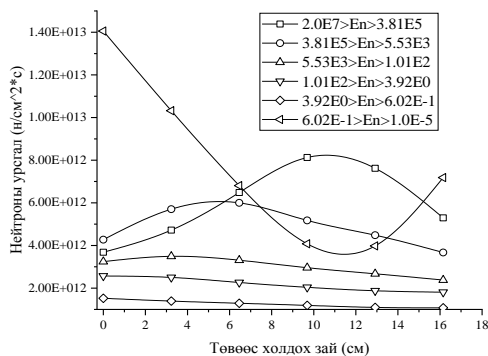
Анх голомтод 50 багц нейтроныг үүсгэх ба багц бүр 10000 нейтронтой. Статик алдааг бууруулахын тулд эхний 10 нейтроныг тооцоололд оруулахгүй байх нөхцөлтэйгөөр тооцооллыг явуулсан.

Олон Улсын Атомын Энергийн Агентлаг (ОУАЭА)-ийн Молибден (Mo) үйлдвэрлэх техникийн тайланд [8] дурдагдсанаар ⁹⁹Mo-ийг (n, γ) урвалаар үйлдвэрлэхэд реакторын дизайны үзүүлэлтүүд, реакторын чадал, дулааны энергитэй нейтроны урсгал, реакторын ажиллах хуваарь зэргүүд чухал ач холбогдолтой байдаг. Дулааны энергитэй нейтроны урсгалд байгалийн Молибден бай материалыг шарвал 3.4 Кр/г хүртэлх хувийн идэвхтэй, харин бай материал дахь Молибденыг баяжуулж шарвал 15 Кр/г хүртэлх хувийн идэвхтэй ⁹⁹Mo-ийг үйлдвэрлэх боломжтой байдаг [8].

4. ҮР ДҮН БА ХЭЛЭЛЦҮҮЛЭГ

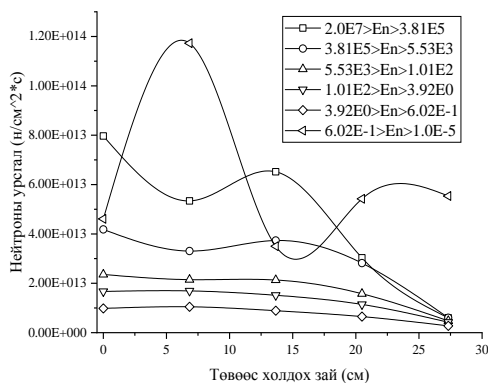
Нейтроны урсгалын орон зайн түгэлт (Зураг 5-7), түлшний шаталт, үүсэх ⁹⁹Mo-ийн хувийн идэвхийн тооцоог дээрх 3 төрлийн реакторын голомтын хувьд хийж гүйцэтгэв.

4.1 Нейтроны урсгалын орон зайн түгэлт. Нейтроны энергийг 6 бүлэг болгон авч үзсэн. Дулааны нейтроны энергийн муж $1.0 \cdot 10^{-5}$ эВ $< E_n < 6.02 \cdot 10^{-1}$ эВ. Мөн Хүснэгт 2–д голомтын төвийн байрлал болон захын байрлал дахь дулааны нейтроны хамгийн их урсгалын нягтыг харуулав.



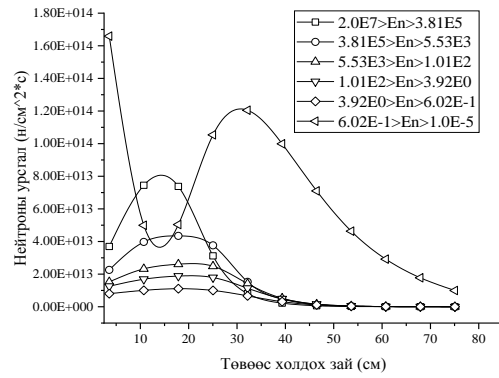
Зураг 5. VVR-M2 түлшний ассембли бүхий реакторын голомт дахь нейтроны урсгалын орон зайн түгэлт (төвөөс ирмэг хүртэлх түгэлт).

VVR-M2 түлштэй реакторын голомтын төв дахь дулааны нейтроны хамгийн өндөр урсгал $1.41 \cdot 10^{13}$ н·см⁻²·с⁻¹ харин зах хэсэгт $7.92 \cdot 10^{12}$ н·см⁻²·с⁻¹.



Зураг 6. VVR-KN түлшний ассембли бүхий реакторын голомт дахь нейтроны урсгалын орон зайн түгэлт (төвөөс ирмэг хүртэлх түгэлт).

VVR-KN түлштэй реакторын голомтын төв дахь дулааны нейтроны хамгийн өндөр урсгал $1.17 \cdot 10^{14}$ н·см⁻²·с⁻¹ харин зах хэсэгт $5.54 \cdot 10^{13}$ н·см⁻²·с⁻¹.



Зураг 7. IRT-4M түлшний ассембли бүхий реакторын голомт дахь нейтроны урсгалын орон зайн түгэлт (төвөөс ирмэг хүртэлх түгэлт).

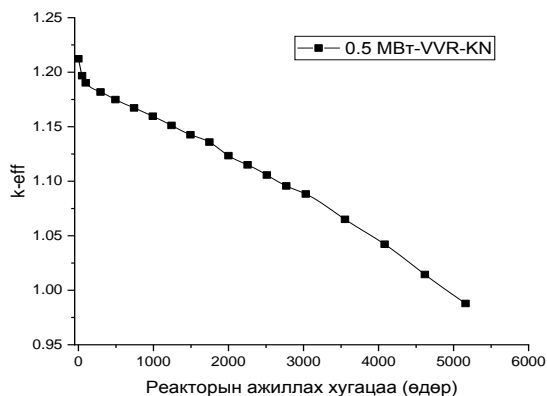
IRT-4M түлштэй реакторын голомтын төв дахь дулааны нейтроны хамгийн өндөр урсгал $1.65 \cdot 10^{14}$ н·см⁻²·с⁻¹ харин зах хэсэгт $1.20 \cdot 10^{14}$ н·см⁻²·с⁻¹.

Хүснэгт 2. Реакторын голомт бүр дэх дулааны энергитэй нейтроны урсгалын нягт, н·см⁻²·с⁻¹.

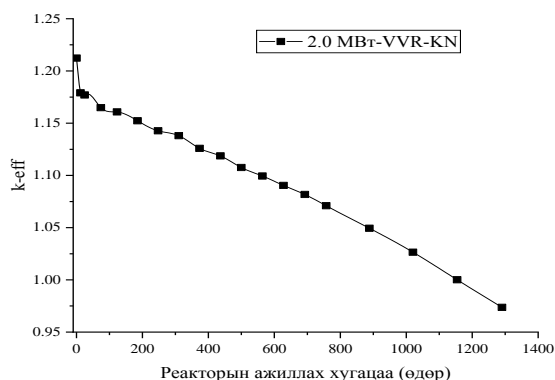
Түлшний ассемблийн төрөл	Төвийн байрлал дээрх дулааны нейтроны урсгалын нягтын хамгийн их утга	Зах дахь дулааны нейтроны урсгалын нягтын хамгийн их утга
VVR-M2	$1.41 \cdot 10^{13}$	$7.92 \cdot 10^{12}$
IRT-4M	$1.65 \cdot 10^{14}$	$1.20 \cdot 10^{14}$
VVR-KN	$1.17 \cdot 10^{14}$	$5.54 \cdot 10^{13}$

4.2 Түлшний шаталтын тооцоо.

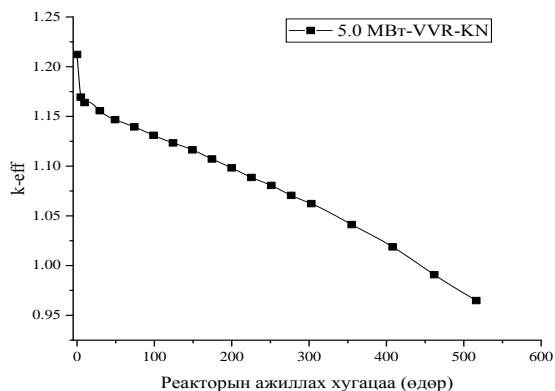
Түлшний шаталтын тооцооллын үр дүнг Зураг 8-12д үзүүлэв. Шаталтын тооцооллыг VVR-M2 (0.5 МВт), IRT-4M (10 МВт) түлшний ассемблитэй голомтын хувьд хийсэн. Түүнчлэн VVR-KN түлшний ассемблитэй голомтын хувьд 0.5, 2.0, 5.0 МВт чадалтай үед тус бүрчлэн шаталтын тооцоог хийв.



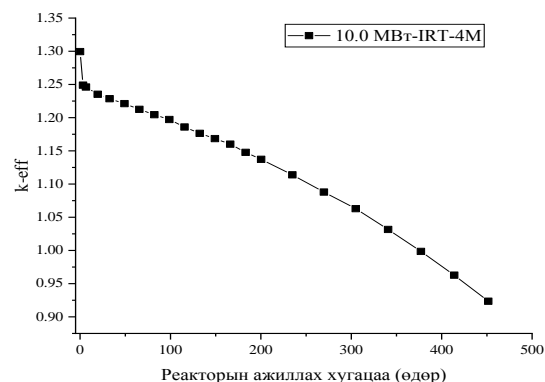
Зураг 8. VVR-KN түлштэй реакторыг 0.5 МВт чадлаар ажиллуулахад k_{eff} -д гарах өөрчлөлт.



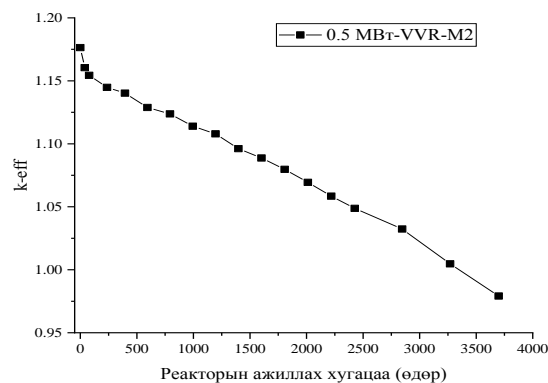
Зураг 9. VVR-KN түлштэй реакторыг 2.0 МВт чадлаар ажиллуулахад k_{eff} -д гарах өөрчлөлт.



Зураг 10. VVR-KN түлштэй реакторыг 5.0 МВт чадлаар ажиллуулахад k_{eff} -д гарах өөрчлөлт.



Зураг 11. IRT-4M түлштэй реакторыг 10.0 МВт чадлаар ажиллуулахад k_{eff} -д гарах өөрчлөлт.



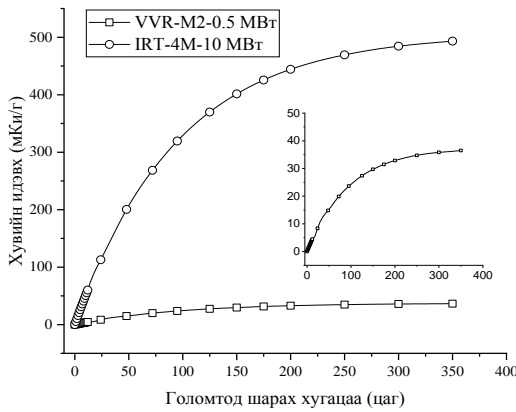
Зураг 12. VVR-M2 түлштэй реакторыг 0.5 МВт чадлаар ажиллуулахад k_{eff} -д гарах өөрчлөлт.

Зураг 8-12 – аас харахад IRT-4M түлш бүхий 10 МВт чадалтай реактор 340 өдөр, VVR-KN түлш бүхий реактор 5 МВт-аар 460, 2 МВт-аар 1000, 0.5 МВт чадлаар 4600 өдөр тус бүр ажиллахаар байна. Мөн VVR-M2 түлшний ассемблитэй голомт нь 0.5 МВт чадлаар 3700 өдөр ажиллах боломжтой нь харагдав. Дээрх үр дүнгүүд бол анх авсан түлшээрээ өдөрт 24 цаг, 7 хоногийн өдөр бүр тасралтгүй ажиллахад реактор ямар хугацаатай ажиллах боломжтойг харуулж байгаа болно.

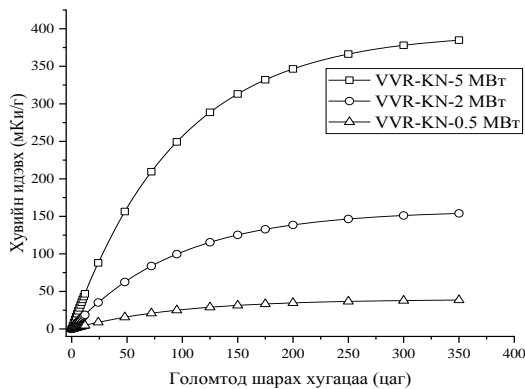
Бодит практик дээр реакторын ажиллагааны менежментийг өөр байдлаар зохион байгуулдаг. Тухайн сарын хэрэгцээнээс хамаарч дунджаар сард 15 хоног, өдөрт 8 цагаар эсвэл 7 хоног, өдрийн 24 цагаар ажиллуулах жишиг байдаг. Ингэснээр анх авсан түлшээрээ дээрх реакторууд илүү урт хугацааны туршид ажилладаг.

4.3 Байгалийн Мо-ийг нейтроноор идэвхжүүлэх тооцоо.

Реактор тус бүрийн нейтроны урсгалын түгэлтийг тодорхойлсны дараа дулааны энергитэй нейтроны урсгал хамгийн их цэгт байгалийн 32 гр байгалийн молибден байг (MoO_3) байрлуулсан. Байн хэмжээ, бэлдэц зэргийг ОУАЭА-аас бэлтгэн гаргадаг техникийн баримт бичгийг ашиглан сонгосон [8]. VVR-M2 ба IRT-4M түлшний ассембли бүхий голомтын үр дүнг Зураг 13-д, VVR-KN түлшний ассембли бүхий голомтын үр дүнг Зураг 14-д үзүүлэв. тус тус үзүүлэв. Реакторын чадал, нейтроны урсгалаас хамаарч үүсэх Мо-99 хэмжээг харуулсан үр дүнг Хүснэгт 3. – т харуулав.



Зураг 13. IRT-4M, VVR-M2 түлш бүхий реакторын голомт дахь ⁹⁹Mo-ийн хувийн идэвх.



Зураг 14. VVR-KN түлш бүхий реакторын голомт дахь ⁹⁹Mo-ийн хувийн идэвх.

Зураг 13-өөс харахад IRT-4M түлштэй 10 MBt чадалтай реакторын голомтод байг 72/125/175 цаг шарахад 268/319/401 мКр/г хувийн идэвхтэй Mo-99 үүсэж байгаа бол VVR-M2 түлштэй, 0.5 MBt реакторын голомтод яг адилхан цагаар байг шарахад 19/22/29 мКр/г хувийн идэвх бүхий Mo-99 үүсэж байна.

Зураг 14-аас харахад VVR-KN түлштэй, өөр чадлын төвшинтэй судалгааны реакторын голомтод байг 72/125/175 цаг шарахад дараах хэмжээний идэвхтэй Mo-99 үүссэн байна. Үүнд: 5 MBt чадалтай байх үед 209/288/332 мКр/г, 2MBt байх үед 83/115/132 мКр/г, 0,5 MBt байх үед 20/28/33 мКр/г тус тус байна.

Хүснэгт 3. 72 цаг шарсны дараах голомт бүр дэх ⁹⁹Mo-ийн хувийн идэвхийг тооцоолсон дүн.

Түлшний ассемблейн төрөл	Чадал	Дулааны нейтроны урсгалын нягт, н·см ⁻² ·сек ⁻¹	⁹⁹ Mo-ийн хувийн идэвх, мКр/г
VVR-M2	0.5 MBt	1.41·10 ¹³	19

IRT-4M	10 MBt	1.65·10 ¹⁴	268
VVR-KN	5 MBt	1.17·10 ¹⁴	209
	2 MBt	4.69·10 ¹³	83
	0.5 MBt	1.17·10 ¹³	20

5. ДҮГНЭЛТ

ОХУ-ын "РОСАТОМ" корпорац нь судалгааны реакторын 3 төрлийн түлшийг дэлхийн зах зээлд нийлүүлдэг. Үүнд VVR-M2-ийг бага, VVR-KN-ийг дунд, IRT-4M-ийг өндөр чадлын реакторуудад зориулан үйлдвэрлэдэг.

Дээрх 3 төрлийн түлш бүхий судалгааны реакторуудын хувьд нейтроны урсгалын орон зайн түгэлтийг нейтроны энерги ба реакторын чадлаас хамааруулж тодорхойлсон.

Нейтроны урсгалын түгэлтийг ашиглаж байгалийн Mo-ийг шарах оновчтой байрлалыг тодорхойлж уг байрлал дээр бай материалыг оруулж шарахад үүсэх Mo-99 изотопын хувийн идэвхийг реакторын түлш ба чадлаас хамааруулж тооцсон. Үр дүнгээс харахад 2 Кр/(долоо хоног) хэрэгцээг хангахын тулд 32 г байгалийн Молибдены байг хамгийн багадаа 2 MBt чадалтай реактор дээр шарах шаардлагатай байна.

ТАЛАРХАЛ

Энэхүү судалгааны ажлыг Монгол улсын ЦЭЖ-ын санхүүжилтээр “Монголын цөмийн шинжлэх ухаан, технологийн төвийн урьдчилсан замын зураглал хөгжүүлэх нь” дэд төслийн хүрээнд МУИС-ийн Цөмийн физикийн судалгааны төвийн МИНАТО кластер сервер хийж гүйцэтгэв.

АШИГЛАСАН МАТЕРИАЛ

- [1] V. A. NASONOV, et al., “Water velocity determination in the gaps of irt-3m, -4m fuel assemblies”, Atomic Energy, Vol.110, No. 6, (2011) 389-394.
- [2] Grand Med эмнэлгийн эмч Эрдэнэчимэг, Эмнэлгийн зориулалттай изотопыг хэрэгцээ, хэвлэгдээгүй.
- [3] https://gateway.euro.who.int/en/indicators/hlth_res_63-gamma-cameras-per-100-000/visualizations/#id=27985&tab=table
- [4] ACS.V. OSIPOVICH, et al., A new generation of research reactors fuelled with LEU, Joint-Stock Company “N.A. Dollezhal Research and

- Development Institute of Power Engineering” (JSC- “NIKIET”), Moscow, Russian Federation.
- [5] Y. NAGAYA, et al., “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI-1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- [6] K. SHIBATA, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3,” J. Nucl. Sci. Technology, 39, 1125 (2002).
- [7] K. OKUMURA, et al., “Validation of a continuous-energy Monte Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment,” J. Nucl. Sci. Technol, 37(2), 128-138 (2000).
- [8] Feasibility of Producing Molybdenum-99 on a Small-Scale using Fission of low Enriched Uranium or Neutron Activation of Natural Molybdenum, Technical Report Series No. 478, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna.