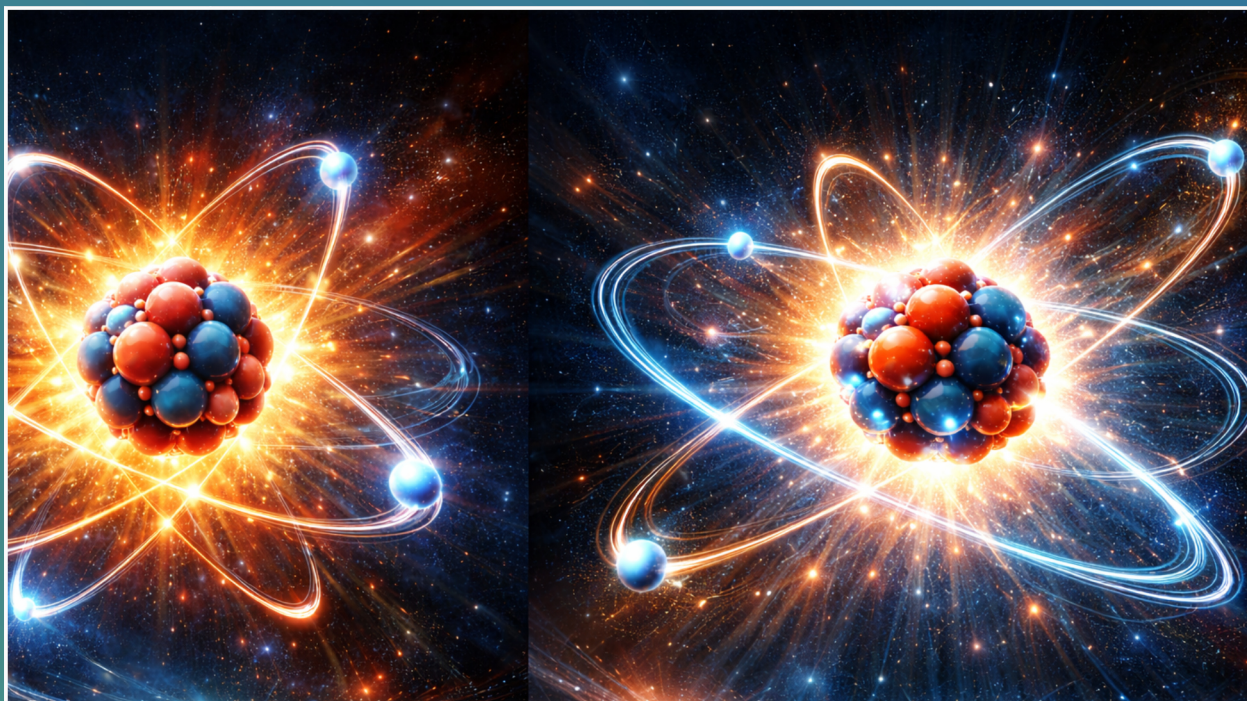


2026. MÁRCIUS

XIX. ÉVFOLYAM, 1. SZÁM

NUKLEON

NUKLEÁRIS TUDOMÁNYOS MŰSZAKI FOLYÓIRAT



Kis moduláris reaktorok

Berillium, molibdén és volfrám visszaverődési együtthatójának meghatározása

A VVR reaktorcsalád új fejlesztési iránya

Onagawa vs Fukushima

MEGJELENIK A MAGYAR NUKLEÁRIS TÁRSASÁG GONDOZÁSÁBAN | NUKLEARIS.HU

mnt

NUKLEON

NUKLEÁRIS TUDOMÁNYOS MŰSZAKI FOLYÓIRAT

Főszerkesztő:

Hadnagy Lajos

Szerkesztőbizottság:

Barnaföldi Gergely Gábor

Cserhádi András

Czibolya László

Kocsis Gábor

Neubauer István

Nős Bálint

Pázmándi Tamás

Radnóti Katalin

Yamaji Bogdán

Szerkesztőség:

Postacím:

Magyar Nukleáris Társaság

Osán János titkár

HUN-REN EK

1525 Budapest Pf. 49.

Telefon: 36-1-392-2222/1965

e-mail:

szerkeszto@nuklearis.hu

foszerkeszto@nuklearis.hu

Olvasószerkesztő:

Amberboy-Kiss Virág

Technikai szerkesztő:

Buncsák Lydia

Címlapkép:

OpenAI ChatGPT

Kiadja a

Magyar Nukleáris Társaság

Felelős kiadó:

Fábián Margit

Hirdetésfelvétel:

hirdetes@nuklearis.hu

nuklearis.hu

ISSN: 1789-9613

Tartalom

269

Végh János

Lesz-e globális áttörés a kis moduláris reaktorok telepítésében a nagy számítási központok folyamatosan növekvő villamosenergia felhasználása miatt?

270

Tőkési Károly

Berillium, molibdén és volfrám visszaverődési együtthatójának meghatározása nagy pontosságú Monte Carlo szimulációval

271

Vámos Gábor Antal

A VVER reaktorcsalád új fejlesztési iránya: a spektrális szabályozású VVER-S

272

Hegyi György, Temesvári Emese

Onagawa vs. Fukushima, avagy az aktív biztonsági kultúra fontossága

NUKLEON

NUKLEÁRIS TUDOMÁNYOS MŰSZAKI FOLYÓIRAT

Abstracts

- 269** *János Végh*
Will there be a global breakthrough in the deployment of small modular reactors due to the continuously increasing electricity consumption of large computing centres?
- The use of artificial intelligence (AI) applications is rapidly expanding, and this has led to an increased demand for operating large computer server parks. However, running modern AI programs requires a lot of electricity, therefore new large consumers have gradually appeared on the electricity market. The nuclear energy industry has quickly recognized the opportunities that the emergence of these new big consumers can offer to the industry, and its representatives emphasize that this new demand should be met by installing small modular reactors (SMRs). The article first presents the growth dynamics of energy consumption by large data centres, then describes the SMR types that suppliers promise to be ready for deployment before 2035. After describing current market trends and popular SMR types, the article discusses the most important SMR developments and deployment plans around the world. Finally, based on relevant international professional analyses, it is discussed whether a breakthrough in the deployment of certain SMR types can be expected in the next decade.
- 270** *Tőkési Károly*
Determination of the backscattering coefficient of beryllium, molybdenum, and tungsten using a high-precision Monte Carlo simulation
- An improved computational procedure for determining the electron backscattering coefficients (BSC) of beryllium, molybdenum, and tungsten for electron energies ranging from 0.1 to 100 keV is presented in this article. The calculations were performed using a state-of-the-art Monte Carlo-simulation method, incorporating various energy loss function (ELF) datasets as input parameters. The inelastic scattering cross section of electrons was derived from the relativistic dielectric function formalism, utilizing Penn's full algorithm to extend the ELF measured in the optical limit ($q \rightarrow 0$) to the complete (q, ω) plane. The results demonstrate that the accuracy of the energy loss function significantly impacts the calculated backscattering coefficient, which is closely related to the f - and ps -sum rules.
- 271** *Vámos Gábor Antal*
VVER-S Reactor with Spectral Regulation – a New Development Initiative within the VVER Reactor Family
- The spectral power regulation is a new concept of the VVER reactors. Its main advantages are the more efficient natural uranium consumption and minimization of boron regulation resulting in reduced volume of liquid radioactive waste. The VVER-S-600 reactor type with two loops will be firstly implemented with such approach utilizing the main equipment of VVER-1200 units having good references of production and operating experience. The pilot VVER-S-600 unit will be constructed at Kola NPP site with compromises and temporary solutions due to the time constraint induced by the planned startup in 2035. In lack of public data, it is difficult to judge the economic viability of VVER-S-600 type compared to VVER-1200 and VVER-TOI types. The main reason for construction of VVER-S-600 is to secure energy supply of remotely located industrial regions with electric power grid limitations.
- 272** *Hegyi György, Temesvári Emese*
Onagawa Fukushima, i.e. the Importance of the Active Safety Culture
- The contrast between the Fukushima and Onagawa sites clearly demonstrates the decisive role of active safety culture in nuclear safety. Fukushima underestimated external hazards, and its reactive, hierarchical organizational behavior delayed critical interventions. In contrast, Onagawa applied a forward-looking, worst-case-scenario engineering approach and continuous risk monitoring, enabling it to withstand the 2011 tsunami safely. The experience of the two sites shows that nuclear safety is not a static condition: only a proactive, learning, and self-correcting safety culture can prevent severe accidents.

Lesz-e globális áttörés a kis moduláris reaktorok telepítésében a nagy számítási központok folyamatosan növekvő villamos energia felhasználása miatt?

Végh János

Nyugdíjas fizikus (EC JRC Petten, MTA EK Budapest)

A mesterséges intelligencia (MI) alkalmazások használata rohamosan terjed, és emiatt megnőtt az igény nagy számítógépes szerverparkok működtetésére. A modern MI programok futtatásához azonban sok villamos energia kell, ezért fokozatosan új nagyfogyasztók jelentek meg a villamosenergia-piacon.

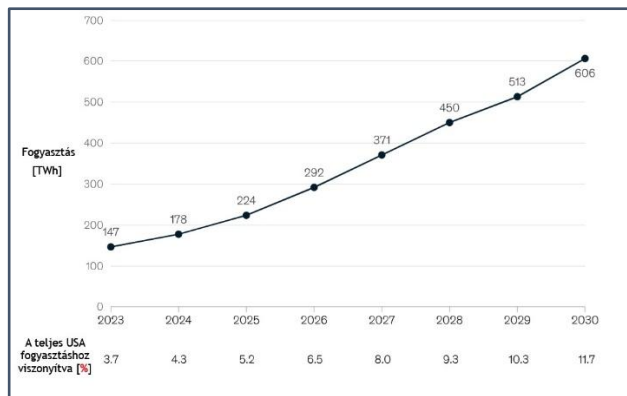
Az atomenergia-ipar hamar felismerte, hogy a fenti új nagyfogyasztók megjelenése milyen lehetőségeket jelenthet az iparág számára és képviselői hangsúlyozzák, hogy ezt az új igényt kis moduláris reaktorok (angolul Small Modular Reactor, SMR) telepítésével célszerű kielégíteni. A cikk bemutatja a nagy adatközpontok energiafogyasztásának növekedési dinamikáját és ismerteti azokat az SMR típusokat, melyek telepítését a szállítók 2035 előtti időpontra ígérik. A mai piaci tendenciák és a népszerű SMR típusok leírása után a cikk kitér a világban folyó legfontosabb SMR fejlesztésekre és telepítési tervekre is.

Végül mérőadó nemzetközi szakmai elemzések alapján azt tárgyalom, hogy a fentiek miatt várható-e a következő évtizedben áttörés bizonyos SMR típusok telepítésében.

Bevezetés

A nagy adatközpontok folyamatosan növekvő villamosenergia-fogyasztása

A Microsoft, az Amazon, a Google, az Apple és a Meta rendelkeznek a világ legnagyobb adatközpontjaival. A Nemzetközi Energiaügynökség (International Energy Agency - IEA) által összeállított jelentés [1] szerint 2022-ben a világ nagy adatközpontjai, a mesterséges intelligencia alkalmazások, valamint az ún. „kriptoaluta-bányászat” által együttesen felhasznált energia értéke kb. 460 TWh volt (a Microsoft és a Google fogyasztása 18, illetve 22 TWh volt). Bár ez a szám elsőre nagyinak tűnhet, valójában a 2022-es teljes globális villamosenergia-fogyasztás (24400 TWh) mindössze 2%-át tette ki. A világ nagy adatközpontjainak fogyasztása az elmúlt években folyamatosan nőtt, és úgy tűnik, hogy ez a tendencia a jövőben is stabilan folytatódik. Az 1. ábra az Egyesült Államok nagyvállalati adatközpontjaira mutatja a villamosenergia-fogyasztás előrejelzését [2] alapján. Látható, hogy a fogyasztás becsült növekedése meghaladja az évi 20%-ot, és értéke már 2030 előtt elérheti az USA teljes fogyasztásának 10%-át.



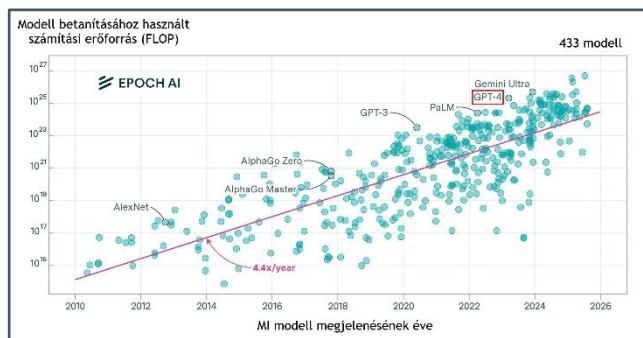
1. ábra: Az USA adatközpontok előre jelzett fogyasztása [2] alapján

Az áramszolgáltató vállalatok természetesen igyekeznek kielégíteni az új nagyfogyasztók igényeit, de a valóságban lehetőségeik meglehetősen korlátozottak, főleg, ha egy olyan piacon működnek, ahol szigorúak a CO₂-kibocsátási limitek. A gyakorlatban ezek a korlátozások új kapacitások kiépítését csak alacsony CO₂-kibocsátású villamosenergia-termelő technológiák, mint például a vízenergia, az egyéb megújuló energiaforrások (pl. szél-, nap- és geotermikus energia) és az atomenergia alkalmazásával teszik lehetővé. Mivel a legtöbb fejlett országban új vízenergia-kapacitás nem elérhető, ezért lényegében csak az egyéb megújulók és az atomenergia maradnak. Az időszakosan rendelkezésre álló megújuló energiaforrások azonban nem mindig tudják kielégíteni a szigorú hálózati stabilitási és rendelkezésre állási követelményeket, ezért az atomenergia felhasználása egy kézenfekvő opció. Egy nagy, III. generációs atomerőmű engedélyezése és felépítése viszont nagyon idő- és tőkeigényes folyamat, ezért az atomreaktor-gyártók azt javasolják, hogy a nagy adatközpontok energiaellátását kis moduláris reaktorok telepítésével oldják meg. Bőséges energiafogyasztásuk mellett a nagy adatközpontok nagy mennyiségű hűtővizet is használnak, de ez a probléma megfelelő telephely kiválasztással kezelhető.

Az OpenAI által fejlesztett ChatGPT chatbot jelenleg a leggyakrabban használt interaktív mesterséges intelligencia eszköz (GPT = Generative Pre-trained Transformer = új szöveget generáló, előtanított MI nyelvi modell). A Business Energy UK becslése [3] szerint a ChatGPT által globálisan felhasznált villamos energia teljes mennyisége 2024-ben körülbelül 15 TWh volt. Ez közel van egy 2000 MW_e nettó villamosenergia-teljesítményű atomerőmű teljes éves termeléséhez, ilyen pl. a nagy VVER-440 blokkal rendelkező Paksi Atomerőmű.

2010 és 2024 között jelentősen megnőtt a legújabb MI modellek betanításához felhasznált erőforrások mennyisége. A növekedési ütem évente körülbelül 4.4-szeres volt és 2023-ra a MI betanításhoz felhasznált teljes

számítási erőforrás elérte a 21×10^{25} flop (lebegőpontos művelet másodpercenként) értéket (lásd a 2. ábrát).



2. ábra: MI modellek betanításához felhasznált erőforrások növekedése [4] alapján

Az SMR, mint ideális megoldás a nagy adatközpontok villamosenergia-ellátására

Egy nagy, modern adatközpont teljesítményigénye ma 100 és 200 MW_e között van, így egy megfelelő méretű SMR alkalmas lehet egy adatközpont ellátására. További előny, hogy egy SMR autonóm módon, vagyis hálózaton kívül (off-grid) is képes működni. A nagy adatközpontok elterjedése és a mesterséges intelligencia alkalmazások gyorsan növekvő használata így elvileg új lehetőségeket teremt SMR telepítésre és hasznosításra. Számos ország felismerte ezt és néhány projekt előkészítése már Európában is elindult, részletesen lásd pl. az [5] honlapon: Norvégia (Norsk Kjekraft); Hollandia (Thorizon); Egyesült Királyság (Rolls Royce, Holtec, Westinghouse); Finnország (Steady Energy); Svédország (Kärnfull Next).



3. ábra: Egy nagy adatközpontot ellátó SMR erőmű és egy hidrogént termelő „zöld” elektrolízisgyár koncepciója (Forrás: Norsk Kjekraft)

A tervezett SMR típusok az evolúciós könnyűvízes reaktoroktól (light-water reactor – LWR) a sóolvadékos reaktorokon (molten-salt reactor – MSR) át az innovatív megoldásokig (pl. a finn LDR-50) terjednek, az alkalmazási területek között pedig távfűtés, hidrogéntermelés, valamint a nagy adatközpontok és a távoli területeken működő ipari nagyfogyasztók (pl. bányák) villamosenergia-ellátása szerepel.

A mai SMR típusok színes palettája

Kis moduláris reaktorok az érdeklődés középpontjában

Az elmúlt évtizedben az atomipar érdeklődése az SMR piac által kínált potenciális lehetőségek kiaknázása felé fordult, ennek hatására a piac valóban mozgásba lendült. Két ország határozottan a többiek előtt jár az SMR versenyben, nevezetesen Oroszország és Kína (lásd [6]). Oroszországban már üzemel egy úszó SMR típus (az Akagyemik Lomonoszov), és jelenleg ennek a létesítménynek a reaktorát fejlesztik tovább a RITM-200/400 reaktortípusok kialakításához (ezeket a jövőben úszó és szárazföldi SMR blokkokban tervezik használni). A Szibéria távoli sarkvidéki részein üzemelő Akagyemik Lomonoszov úszó nyomottvízes erőműben két KLT-40S típusú reaktor biztosít villamosenergia-ellátást és hőtermelést, 35 MW_e/modul termelési kapacitással. Kínában már szintén évek óta működik egy magas hőmérsékletű, gázhűtéses, moduláris kavicságyas (pebble bed) demonstrációs reaktor, a HTR-PM, melynek kapacitása 110 MW_e/modul.

Más országokban (különösen az USA-ban és az Egyesült Királyságban) is léteznek már kiforrott SMR tervek. Némelyikük már hatósági engedéllyel is rendelkezik, vagy közel van a hatósági jóváhagyáshoz, de SMR erőművek építése még nem igazán kezdődött el. Az Európai Unió tagállamai – Franciaország vezetésével és az Európai Bizottság jelentős támogatásával – szintén aktívan fejlesztenek bizonyos SMR típusokat, de a megvalósítási projektek többnyire még a telephely kiválasztás, a hatósági engedélyezés, a megvalósíthatósági tanulmány készítése, a részletes tervezés, vagy a tőkebevonás fázisában vannak. A különféle SMR típusok hatósági engedélyezése az USA-ban és az EU-ban viszont elég lassan halad (lásd pl. [7]):

- Az amerikai nukleáris hatóság, az US NRC eddig csak a Nuscale által tervezett VOYGR típusra adott ki megfelelőségi tanúsítványt (a VOYGR egy 77 MW_e/modul kapacitású nyomottvízes reaktor [8]). Az US NRC jelenleg számos SMR típus előzetes felülvizsgálatát végzi, de új tanúsítványokat egyelőre még nem adott ki.
- Az Egyesült Királyságban szintén több SMR típus részletes értékelése kezdődött meg az általános típusértékelési (Generic Design Assessment – GDA) eljárás keretében (lásd pl. [9]).

A jelenleg legnépszerűbb SMR típusok



4. ábra: A különféle SMR típusok „palettája” (a NAÜ-kategorizálás szerint csoportosítva)

Jelenleg globálisan több tucat nagyon eltérő SMR terv létezik, nagyon eltérő fejlesztési és megvalósítási fázisban. Az SMR típusokat a [10] NEA áttekintés, a [11] NAÜ ismertetés, valamint a [12] és [13] EU anyagok alapján rendszereztem és az alábbiakban ezt ismertetem röviden. A NAÜ a különböző SMR típusokat az alábbi fő kategóriákba sorolja (lásd 4. ábra és a [11] riport):

1. Szárazföldi, vízhűtéses típusok

Ezek a tervek túlnyomórészt a jelenleg üzemelő (nagy) erőművi reaktorokban alkalmazott, bevált nyomottvízes (Pressurized Water Reactor – PWR) vagy forralóvízes (Boiling Water Reactor – BWR) technológiákon alapulnak.

- Üzemelő reaktorok: **nincs**
- Építés alatt álló reaktorok:
 - **ACP-100** (Kína/CNNC, 100 MW_e integrált PWR, tervezett indulás 2026),
 - **CAREM** (Argentína, 25 MW_e integrált PWR, tervezett indulás 2028).
- Rövid távú (2035 előtti) telepítési tervekkel rendelkező reaktorok:
 - **RITM-200N** (Oroszország, 55 MW_e integrált PWR, részletes tervezés),
 - **VOYGR** (USA/Nuscale, 77 MW_e/modul integrált PWR, NRC jóváhagyta),
 - **AP300** (Westinghouse, az US NRC által engedélyezett és üzemelő AP1000 passzív PWR egykörös, 300 MW_e változata, az NRC jelenleg vizsgálja),
 - **BWRX-300** (USA/GE Hitachi, passzív 300 MW_e BWR természetes cirkulációs hűtéssel, megfelelőségét jelenleg az Egyesült Királyságban GDA felülvizsgálat keretében elemzik; a kanadai Darlington telephelyen építési engedéllyel rendelkezik és az első blokk várható indulása 2029-re tehető; európai érdeklődés is van),
 - **LDR-50** (Franciaország/Calogena + Finnország/Steady Energy, alacsony hőmérsékletű „távűtő” reaktor, eredetileg a finn VTT tervezte. Az 50 MW_{th} PWR hűtését párolgás biztosítja, a keletkezett hő távfűtésre, ipari gőz termelésére és tengervíz sótalánításra tervezik felhasználni),
 - **PWR-20** (USA/Last Energy + EU/Project Quantum Consortium, 20 MW_e teljesítményű PWR, négykörös, moduláris, kényszerített keringtetésű),
 - **SMR 470** (Egyesült Királyság/Rolls-Royce, 470 MW_e integrált PWR, háromkörös, passzív biztonsági funkciókkal, az Egyesült Királyságban GDA felülvizsgálat alatt),
 - **NUWARD** (Franciaország/EdF, 340 MW_e integrált PWR, tervezési fázis),
 - **SMR 300** (Holtec/USA, kétkörös 300 MW_e PWR, részletes tervezési fázis),
 - **SMART** (KAERI + KHNP/Korea és Szaúd-Arábia, 100 MW_e integrált PWR, tervét a koreai nukleáris hatóság már jóváhagyta).

2. Tengeri (úszó), vízhűtéses típusok

Ezek hajóra vagy uszályra szerelt áramtermelő egységek, melyek főleg LWR technológiát alkalmaznak. Olyan távoli helyeken is telepíthetők, amelyek nem csatlakoznak az

országos villamosenergia-hálózathoz (ún. off-grid helyszínek). Oroszország sarkvidéki jégtörő hajók meghajtására is használja őket.

- Üzemelő reaktorok:
 - **KLT-40S** (Oroszország, háromhurkos nyomottvízes reaktor, két blokk összesen 70 MW_e teljesítménnyel, jelenleg a szibériai Pevekben állomásozik).
- Építés alatt álló reaktor: **nincs**
- Rövid távú (2035 előtti) telepítési tervekkel rendelkező reaktorok:
 - **ACPR-50S** (Kína/CGNPC, kompakt, passzív biztonsági funkciókkal ellátott, 50 MW_e nyomottvízes reaktor, részletes tervezési fázisban),
 - **ACPR-100S** (Kína/CNNC, 100 MW_e integrált PWR, alaptervezési fázisban).

3. Folyékony fémrel hűtött, gyorsneutronos típusok

Ezek a típusok gyorsneutronos reaktor (FR) technológiát alkalmaznak folyékony fém hűtőközeggel: nátriummal, ólommal, vagy ólom-bizmut eutektikummal. Céljuk az úgynevezett zárt nukleáris üzemanyagciklus megvalósítása, amely az uránkészletek sokkal jobb kihasználását biztosítja, mint a jelenlegi LWR típusok.

- Üzemelő reaktor: **nincs**

Megjegyzés: Az orosz BN-800 típus egy nátriumhűtéses gyorsneutronos szaporító reaktor (fast breeder reactor, FBR), melynek villamos teljesítménye 789 MW és a szibériai Belojarszk telephelyen üzemel 2015 óta. Teljesítménye miatt nem tekintik az SMR kategóriába tartozónak, mint ahogyan elődjét sem, az 1980 óta működő 560 MW_e teljesítményű BN-600 reaktort. A reaktor továbbfejlesztett, 1200 MW villamos teljesítményű új verziója sem illik az SMR kategóriába.

- Építés alatt álló reaktorok:
 - **BREST-OD-300** (Oroszország, 300 MW_e ólomhűtéses gyorsreaktor (lead-cooled fast reactor – LFR), a szibériai Szeverszkben épül, üzembe helyezése 2026-ban várható),
 - **Terra SFR** (Terrapower + GE Hitachi, 345 MW_e teljesítményű, nátriumhűtéses gyorsreaktor (sodium-cooled fast reactor – SFR), jelenleg Kemmererben (USA) épül, üzembe helyezése 2030 körül várható).
- Rövid távú (2035 előtti) telepítési tervekkel rendelkező reaktorok:
 - Számos gyorsreaktor van fejlesztés alatt világszerte, köztük a **Newcleo LFR** (30 MW_e francia demonstrátor reaktor), az **Oklo SFR** (USA, nátriumhűtéses gyorsreaktor, 50 MW_e) és az **ALFRED/EU-SMR-LFR** (EU SMR Ipari Szövetség, ólomhűtéses gyorsreaktor, 300 MW_{th}, a konzorciumot az olasz Ansaldo vezeti). Ezek a projektek jelenleg az alap- vagy részletes tervezés, illetve a telephely-kiválasztás fázisában vannak.

4. Sólóvadék hűtésű típusok

Ezen típusok közös tulajdonsága, hogy hűtőközegük folyékony állapotú sóoldadék. A nukleáris üzemanyagot vagy feloldják a keringtetett hűtőközegben, vagy szilárd

formában használják. A típus kedvező tulajdonságai között lehet említeni az alacsony nyomású egyfázisú hűtőközeget, a rugalmas üzemanyagciklust és a nagy hatásfokot.

- Üzemelő reaktor: **nincs**
- Építés alatt álló reaktorok:
 - **Hermes KP-FHR** (Kairos Power/USA, 20 MW_e demonstrációs reaktor, az Oak Ridge (USA) telephelyen épül, üzembe helyezését 2027-ben tervezik)

A HERMES egy TRISO üzemanyagot használó „kavicságyas” (pebble bed) reaktor és az olvadt fluorid csak hűtési célokat szolgál, oldott nukleáris üzemanyag nem található benne. A TRISO (Tristructural Isotropic) egy gömb alakú, rendkívül ellenálló, réteges szerkezetű üzemanyagfajta.

- Rövid távú (2035 előtti) telepítési tervekkel rendelkező reaktorok:
 - **Thorizon One** (Thorizon/NL, cserélhető kazettás üzemanyag-konceptió az anyagkorrozio kiküszöbölésére, 100 MW_e vagy 250 MW_{th} kapacitással),
 - **Seaborg CMSR** (Seaborg/DK, kompakt úszó MSR, 100 MW_e kapacitás),
 - **IMSR400** (Terrestrial Energy/USA, a 400 MW_e integrált MSR a részletes tervezési fázisban van, Kanada befejezte az engedélyezés előtti vizsgálatát).

5. Gázhűtéses típusok

Jelenleg több magas hőmérsékletű, gázhűtéses SMR fejlesztése folyik, ezek a tervek szerint magas hőmérsékletű technológiai hőt és villamos energiát fognak termelni.

- Üzemelő reaktorok:
 - **HTR-PM** (Kína/INET + CNNC, kavicságyas reaktor, 110 MW_e/modul)
 - **HTTR** (Japán/JAEA, magas hőmérsékletű műszaki tesztreaktor, 30 MW_{th}, 2021-ben újraindították a hidrogéntermelés demonstrációjára)
 - **HTR-10** (Kína/INET/Thsinghua Egyetem, 10 MW_e kavicságyas reaktor)
- Építés alatt álló reaktor: **nincs**
- Rövid távú (2035 előtti) telepítési tervekkel rendelkező reaktorok:
 - **XE-100** (X-Energy/USA, 80 MW_e moduláris HTGR (magas hőmérsékletű gázhűtéses reaktor), TRISO üzemanyaggal működik, első blokk Texasban)
 - További gázhűtéses konstrukciókat is fejlesztenek (pl. ALLEGRO GFR), de ezek többnyire még az műszaki tervezési vagy megalapozási fázisban vannak.

6. Mikro-reaktorok

Ezen reaktorok mérete kicsi és termikus teljesítményük maximum 30 MW. Sokféle hűtőközeget használnak, pl. könnyűvizet, héliumot, sóolvadékot és folyékony fémeket. Kanadában és az Egyesült Államokban jelenleg több terv hatósági felülvizsgálat alatt áll, számos más terv viszont még csak a koncepcionális és műszaki tervezési fázisban van.

- Üzemelő reaktor: **nincs**
- Építés alatt álló reaktor: **nincs**
- Rövid távú telepítési tervekkel rendelkező reaktorok:
 - **eVinci** (Westinghouse/USA, 5 MW_e, a gyárilag összeszerelt kialakítás TRISO üzemanyagot használ, a hőt pedig egy csőrendszerrel vezetik el),
 - **Marvel** (DOE+INL/USA, nátrium-kálium hűtésű, 85 kW_{th} teljesítményű mikro-reaktor, amelyet az INL (Idaho National Laboratory) Transient Reactor Test Facility nevű létesítményében fognak tesztelni).

Napjaink legígéretesebb SMR típusai

Az 1. táblázat napjaink legígéretesebb SMR típusait mutatja be. A kiválasztás az adott konstrukció fejlesztési állapota, a kategorizálás pedig a hűtőközeg anyaga alapján történt:

Hűtőközeg →	KÖNNYŰVÍZ	FOLYÉKONY FÉM	OLVADT SÓ	GÁZ
Hely / állapot ↓				
Szárazföldi / működő	Nincs	Nincs	Nincs	HTR-PM / Kína HHR / Japán HTR-10 / Kína
Szárazföldi / építés alatt	ACP100 / Kína CAREM / Argentína	Brest-OD-300 LFR / RU Terra SFR / USA	HERMES FHR / USA	Xe-100 / USA
Szárazföldi / fejlesztés alatt	AP300 / Westinghouse BWRX-300 / USA+EU LDR-50 / F + FI NUWARD / F PWR-20 / USA+EU RITM-200N / RU SMR300 / USA SMR-470 / UK SMART / Dél-Korea VOYGR / USA	Alfred/EU-SMR-LFR / EU Newcleo LFR / EU Oklo SFR / USA	IMSR400 / USA Thorizon / Hollandia	ALLEGRO GFR / CZ-HU-SK-PL-F
Úszó / működő	KLT-40S / RU	Nincs	Nincs	Nincs
Úszó / építés alatt	Nincs	Nincs	Nincs	Nincs
Úszó / fejlesztés alatt	ACPR-50S / Kína ACPR-100S / Kína	Nincs	Seaborg CMSR / Dánia	Nincs

1. táblázat: A 2035 előtti telepítésre legígéretesebb SMR típusok listája

Megjegyzés: A félkövrrel szedett és piros vonallal keretezett tételek az EU SMR Ipari Szövetség által 2024-ben támogatásra kiválasztott SMR típusok első csoportjához tartoznak.

A vízhűtéses konstrukciók (kék szín) dominanciája egyértelműen látható az 1. táblázatban. Ezek többnyire fejlett passzív biztonsági jellemzőkkel rendelkező integrált nyomottvízes reaktorok, és kialakításuk nagymértékben támaszkodik a jelenlegi nagyméretű nyomottvízes reaktorok gyártási, engedélyezési és üzemeltetési tapasztalataira. Ezen reaktorok további előnye, hogy a piacon ma is elérhető, több ezer reaktoréves tapasztalattal rendelkező, elismert gyártók által előállított LWR üzemanyagot használnak. Ezen konstrukciónál a kiegészítő üzemanyag és a keletkező radioaktív hulladékok kezelése szintén már kipróbált és bevált gyakorlat szerint történik, ezért nem kell új üzemanyag-gyártási és radioaktív hulladék-kezelési technológiákat kidolgozni, engedélyeztetni és megvalósítani. Jelenleg ilyen integrált nyomottvízes reaktorok épülnek Kínában és Argentínában, mindkettő üzembe helyezésének dátuma közeli. Nagyon valószínű, hogy Európában az első szárazföldi SMR is egy vízhűtéses típus lesz, mert néhány reaktortípus már a

telepítéshez közeli fázisban van (ilyen pl. a BWRX-300 és az SMR 470). Az első úszó vízhűtéses reaktor, az orosz KLT-40S már évek óta üzemel, de egyelőre további, uszályra szerelt könnyűvízes reaktor építését egyik európai ország sem tervezi.

A következő népszerű kategória a folyékony fémrel hűtött gyorsreaktorok csoportja (szürke szín), melynek célja a zárt nukleáris üzemanyagciklus megvalósítása. Jelenleg nem üzemel szárazföldi SMR ebben a kategóriában, de Szeverszkben (Oroszország) a BREST-OD-300-as ólomhűtéses gyorsreaktor építése közeledik a 2026-os befejezéséhez. Az Egyesült Államokban a Terra SFR építése 2024-ben kezdődött és tervezett indítása 2030 körül várható. Ami az egy évtizeden belüli üzembe helyezésre tervezett többi SMR típust illeti, több ígéretes LFR és SFR projekt is van (pl. Newcleo, Oklo és Alfred), de még egyik sem áll közel az építéshez. Jelenleg egy úszó LFR vagy SFR fejlesztése és megvalósítása nincs napirenden.

Az sóolvadék hűtésű reaktortechnológia iránti évtizedes érdeklenség után ma számos amerikai és európai vállalat intenzíven foglalkozik korszerűsített és optimalizált MSR típusok fejlesztésével, amint azt az 1. táblázatban a sárga színű oszlop mutatja. Ma még nem üzemel szárazföldi MSR, de a Kairos Power már dolgozik egy olvadt fluoridsóval hűtött, magas hőmérsékletű demonstrációs reaktor építésén Oak Ridge-ben (USA), az USA Energiaügyi Minisztériumának (DOE) támogatásával. A sóolvadék itt kizárólag hűtésre szolgál, maga a reaktor egy TRISO üzemanyagot használó „kavicságyas” (pebble bed) konstrukció. Az egy évtizeden belül telepíthető szárazföldi MSR típusokra több ígéretes projekt is van, például a Thorizon One (Thorizon/Hollandia) és az IMSR400 (Terrestrial Energy/USA), de még egyik sem áll közel az építés megkezdéséhez. Érdekes tervezési koncepciót használ a Seaborg (Dánia) cég, amely egy kompakt MSR-t kíván hajóra helyezni és egy több hajóból álló, moduláris úszó „uszály együttest” kíván létrehozni.

Az 1. táblázat utolsó, narancssárga oszlopa a gázhűtéses SMR típusokat mutatja. Úgy tűnik, hogy a globális érdeklődés a gázhűtéses konstrukciók iránt csökkent, mivel miután három szárazföldi demonstrációs egységet építettek Kínában és Japánban, ma ebben a kategóriában nincs folyamatban másik építés. Ami a jövőt illeti, néhány gázhűtéses projekt azért említendő, ilyen például az X-Energy (USA) XE-100 reaktora vagy a CZ-HU-PL-SK-F konzorcium Allegro 75 MW_{th} gázhűtésű gyorsreaktor (GFR) demonstrációs egysége (lásd [14]).

Európai Ipari Szövetség a Kis Moduláris Reaktorokért

Az Európai Bizottság (EB) 2023-ban adta ki a „Nyilatkozat az EU SMR 2030-ról” kezdeményezést [15], amely támogatja az áram-, hő- és hidrogéntermelésre használt SMR berendezések biztonságának javítását célzó összehangolt közösségi kutatást és innovációt. Ezt követte az „Európai Ipari Szövetség a Kis Moduláris Reaktorokért” létrehozása, amelynek célja egyes SMR típusok fejlesztésének, demonstrációjának és telepítésének felgyorsítása az EU-ban a 2030-as évek elejére (lásd [16]). A 2. táblázat az Ipari

Szövetség által kiválasztott SMR típusok azon első csoportját mutatja, amelyek üzembe helyezését 2030-ra tervezik. A 2. táblázat és az 1. táblázat összevetése azt mutatja, hogy jelenleg az EU-ban az úszó (tengeri) és a gázhűtéses SMR típusok nem állnak a kutatás-fejlesztés középpontjában.

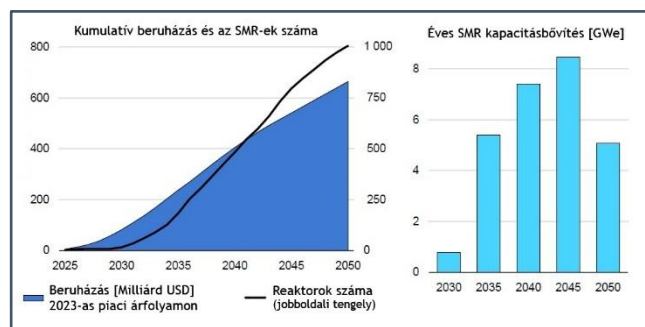
Hűtőközeg →	KÖNNYŰVÍZ	POLYÉKONY FÉM	OLVADT SÓ	GÁZ
Hely / állapot ↓				
Szárazföldi / működő	Nincs	Nincs	Nincs	Nincs
Szárazföldi / építés alatt	Nincs	Nincs	Nincs	Nincs
Szárazföldi / fejlesztés alatt	European BWRX-300 Orlen Synthos Green E. (PL) LDR-50 Cityheat Calogena, Steady E. (F, FI) NUWARD EdF (F) PWR-20 Last Energy (USA, EU) Rolls-Royce SMR-470 Rolls-Royce SMR Ltd. (UK) NuScale VOYGR RoPower Nuclear (RO)	Alfred/EU-SMR-LFR SOFCEN, Ansaldo (B, I, RO) European LFR-AS-200 Newcleo (I, F, CH)	Thorizon One Thorizon (NL)	Nincs
Úszó / működő	Nincs	Nincs	Nincs	Nincs
Úszó / építés alatt	Nincs	Nincs	Nincs	Nincs
Úszó / fejlesztés alatt	Nincs	Nincs	Nincs	Nincs

2. táblázat: Az EU SMR Ipari Szövetség által az első fázisban kiválasztott kilenc típus (2030-ra tervezett üzembe helyezéssel) (Forrás: [17])

A kiválasztott kilenc SMR típus közül hat a vízhűtéses reaktorok családjába tartozik, emellett két LFR és egy MSR is szerepel a palettán. Ez a típusmegoszlás nagyjából követi a globális trendet, bár a vízhűtéses típus dominanciája Európában talán még hangsúlyosabb. Ez magyarázható a könnyűvízes reaktorok európai hagyományaival és talán a vélt egyszerűbb engedélyeztetés reményével is. A 2. táblázatban látható típusok többségét áramtermelésre kívánják használni, de az LDR-50 kifejezetten távfűtésre szolgál, emellett egyes típusok képesek ipari folyamatokhoz szükséges hő előállítására is (pl. Thorizon One). Érdekes, hogy a kiválasztott kilenc SMR között nincs se nátriumhűtéses gyorsreaktor, se gázhűtésű reaktor.

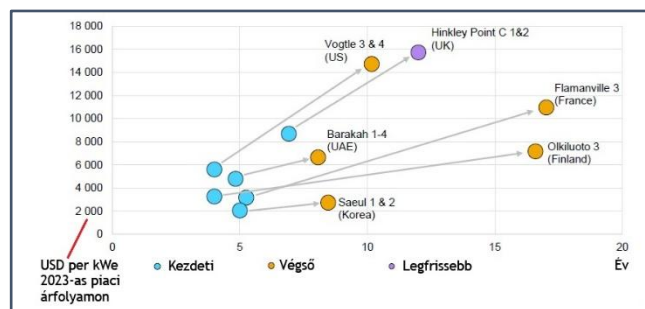
A Nemzetközi Energiaügynökség előrejelzése az SMR telepítésekre

A Nemzetközi Energiaügynökség (IEA) előrejelzéseit az energetikai szakma mérvadónak tekinti, és évenként megjelenő World Energy Outlook IEA kiadvány széleskörűen elfogadott referencia. Az alábbiakban a 2025 elején kiadott átfogó IEA elemzés (lásd [18]) alapján röviden összefoglaljuk, hogy az IEA szerint mi várható a következő 25 évben az SMR piacon.



5. ábra: Globális SMR kumulatív beruházások és kapacitásbővítések a „Bejelentett Ígéret” forgatókönyv szerint, 2025-2050 (Forrás: [18])

Az IEA becslése szerint 25 év alatt összesen kb. 650 milliárd USD beruházás fog történni (2023-as piaci árfolyamon számolva) az SMR szektorban, és ez összesen kb. ezer SMR blokkot fog létesíteni. A beruházások felfutása 2030 után várható, és 25 év alatt a teljes megépített villamos kapacitás értéke kb. 120 GWe lesz. Ez kb. 120 MWe átlagos blokkméretet jelent, és az IEA a blokkok átlagos fajlagos építési költségét kb. 5400 USD/kW_e értékre becsüli.



6. ábra: Néhány nagy atomerőmű építési projekt kezdeti és aktuális tökéletesítés-bebecslése és kivitelezési ideje (Forrás: [18])

Megjegyzendő, hogy az 5400 USD/kW_e érték valamivel kisebb, mint az Egyesült Arab Emírátsokban a Barakah telephelyen Dél-Korea által felépített négy APR-1400 blokkra jellemző fajlagos költség, ami viszont egy kiugróan jó érték a mai nagyblokk építésekre (lásd 6. ábra). Az 5400 USD/kW_e érték az IEA szerint azonban inkább túlbecslésnek tekinthető, mivel a nagy gyártók (pl. GE Hitachi, Westinghouse) kb. ennek a felét tekintik célértéknek a sorozatban telepített SMR blokkokra.

Az 5. ábra szerint az SMR építések nagyobb számban csak 2030 után fognak beindulni, habár a verseny fokozódik és a bejelentett SMR projektek száma és beruházási értéke dinamikus növekszik. A [19] piaci jelentés szerint 2025 első negyedévében a bejelentett SMR projektek kapacitása 42%-kal (14 GWe értékkel) nőtt és az összesített tervezett SMR kapacitás már elérte a 47 GWe értéket (a 47 GWe beruházás kb. felét az USA-ban tervezik). Más szóval az IEA előrejelzésben a következő 25 év során létesítésre jósolt kb. 120 GWe nagyságú SMR kapacitás csaknem 40%-át már hivatalosan is bejelentett projektek „fedik le”.

Ha visszatekintünk a II. generációs atomerőművek építésének történetére, akkor az 1965 és 1990 közötti 25 évben kb. 300 GWe kapacitás épült meg világszerte, tehát az IEA 120 GWe nagyságú megépített SMR blokkos becslése a

következő 25 évre nem irreális. Az 50-60 évvel ezelőtt lejátszódott piaci folyamatok elemzése azonban felhívja a figyelmet egy fontos tényezőre, nevezetesen arra, hogy akkor a piacon egy fokozatos „tisztulási” folyamat játszódott le az épített blokkok típusának tekintetében. A 70-es évek közepétől kezdve alapvetően három blokk típust építettek: PWR, BWR és a nehézvízes PHWR (pressurized heavy-water reactor, pl. CANDU). A ma üzemelő blokkok típusösszetétele a NAÜ adatai alapján az alábbi: 74% PWR, 11% PHWR, 10% BWR és 5% egyéb (lásd [20]). A ma megkezdett építkezéseknél viszont már 85% a PWR típus aránya, ami csaknem abszolút technológiai dominanciát jelent.

Várható, hogy az elkövetkező évtizedben az SMR piacon is egy hasonló „típusztisztulási” folyamat fog végbe menni, egyrészt az engedélyezési erőforrások korlátossága, másrészt a szabványosításra való törekvés miatt. A folyamat végén valószínűleg most is 3-4 domináns SMR típus fogja uralni a piacot, ezek közül legalább kettő valószínűleg LWR típus lesz. A fenti folyamat lejátszódásának a feltétele viszont nyilvánvalóan az, hogy néhány SMR típust sikeresen (és elfogadható költségeken) megépítsenek és a prototípus blokkokat biztonságosan és gazdaságosan üzemeltessék.

Ami az 5. ábrán látható beruházási felfutás bekövetkezésének realitását illeti, az USA-ban, Ázsiában és Oroszországban az SMR telepítések dinamikája a következő évtizedben valószínűleg nagyjából követni fogja az ábra görbéjének menetét. A fejlődő országok SMR építési esélyeit valószínűleg nagyban növelni fogja az a tény, hogy 60 év tiltás után a Világbank ezentúl hajlandó lesz atomerőmű építési projekteket is finanszírozni (lásd [21]).

Azt viszont, hogy az Európai Unióban mi fog 2035-ig az SMR piacon történni, nem könnyű megjósolni. Az biztató fejlemény, hogy jelenleg az EU-ban is nagy az SMR láz, és olyan országokban is SMR beruházásokról beszélnek felelős befektetők, ahol eddig az atomerőművek építése fel se merülhetett, mint pl. Dánia, Norvégia, Olaszország és Észtország. Emellett az EU-ban a magas CO₂-kibocsátással járó energiatermelési eljárások kiváltására való törekvés is valószínűleg ösztönző hatással lesz az SMR telepítésekre, feltéve, hogy a következő évtizedben a „zöld átmenet” az eddigi lendülettel fog folytatódni.

Ami a hazai helyzetet illeti, 2025-ben az SMR fejlesztésekkel kapcsolatban két fontos esemény történt. 2025 júliusában a magyar Hunatom Zrt. együttműködési szándéknyilatkozatot írt alá a lengyel Synthos Green Energy vállalattal egy amerikai SMR típus magyarországi bevezetésének előkészítéséről és távolilag legfeljebb 10 blokk létesítéséről [22]. A szóban forgó típus a GE Vernova BWRX-300 forralóvízes reaktora, melynek közép-európai felhasználási joga a fenti lengyel cég birtokában van. A Hunatom Zrt. 2025 szeptemberében hasonló szándéknyilatkozatot írt alá a brit Rolls-Royce cég SMR 470 nyomottvízes típusára.

Összefoglalás

Cikkem röviden elemezte a nagy adatközpontok, a mesterséges intelligencia és a „kriptovaluta-bányászat” egyre növekvő használatából eredő villamosenergia-fogyasztást. Bemutattam, hogy ez a megnövekedett villamosenergia-igény hogyan segítheti az atomenergia fokozott alkalmazását, tekintettel arra, hogy az említett nagyfogyasztók folyamatos és megbízható áramellátást

igényelnek. Elemeztem a jelenlegi K+F élvonalában lévő SMR típusok jellemzőit. Az egy évtizeden belüli tervezett telepítési dátummal rendelkező SMR típusok között jellemző a vízhűtéses, szárazföldi telepítésű reaktorok dominanciája. Mérvadó nemzetközi elemzések alapján áttekintettem a várható SMR telepítéseket a következő 25 évben és rámutattam néhány olyan alapvető feltételre, amelyek teljesülése elengedhetetlen az atomipar által annyira remélt „SMR áttörés” bekövetkezéséhez.

Irodalomjegyzék

- [1] Electricity 2024, Analysis and forecast to 2026, International Energy Agency (IEA), <https://www.iea.org/reports/electricity-2024>
- [2] Global energy perspective, McKinsey&Co, 2023, <https://www.mckinsey.com/industries/energy-and-materials/ourinsights/global-energy-perspective>
- [3] <https://www.businessenergyuk.com/knowledge-hub/chatgpt-energy-consumption-visualized/>
- [4] <https://epoch.ai/data/ai-models>
- [5] <https://www.world-nuclear-news.org/>
- [6] <https://www.worldnuclearreport.org/>
- [7] Cognet G, Bartak J, Bruna G: SMR Safety – Advantages and Challenges, Proc. of NENE 2021, International Conference Nuclear Energy for New Europe, Bled, Slovenia, 6-9 September 2021
- [8] <https://www.nrc.gov/>
- [9] <https://gda.rolls-royce-smr.com/>
- [10] The NEA Small Modular Reactor Dashboard: Third Edition, NEA No. 7737, OECD NEA 2025
- [11] Small Modular Reactors – Advances in SMR Developments, Int. Conf. on Small Modular Reactors and their Applications, 21-25 October 2024, IAEA, Vienna, Austria
- [12] Nuclear Illustrative Programme presented under Article 40 of the Euratom Treaty (PINC 2025), European Commission, Brussels, 13.6.2025 COM (2025) 315 final
- [13] Commission Staff Working Document Accompanying PINC 2025, European Commission, Brussels, 13.6.2025 SWD (2025) 160 final
- [14] <https://allegroreactor.cz/>
- [15] Declaration on EU SMR 2030: The role of Research, Innovation, Education and Training in the safety of Small Modular Reactors (SMRs) in the European Union, EC, Brussels, April 2023
- [16] European Industrial Alliance on SMRs, General Presentation, January 2025
- [17] <https://www.world-nuclear-news.org/articles/first-smr-projects-selected-by-european-industrial-alliance>
- [18] The Path to a New Era for Nuclear Energy, International Energy Agency (IEA), January 2025
- [19] SMR nuclear market update: Q1 2025, Wood Mackenzie, May 2025
- [20] Nuclear Power Reactors of the World, 2024 edition, IAEA-RDS-2/44, IAEA, Vienna, 2024
- [21] The World Bank goes nuclear, Center for Global Development, 1 July 2025, <https://www.cgdev.org/blog/world-bank-goes-nuclear>
- [22] <https://www.hunatom.hu>

Berillium, molibdén és volfrám visszaverődési együtthatójának meghatározása nagy pontosságú Monte Carlo-szimulációval

Tőkési Károly

HUN-REN Atommagkutató Intézet, (ATOMKI), Debrecen, Bem tér 18/c.

Jelen cikkben egy továbbfejlesztett számítási eljárást mutatok be a berillium, molibdén és volfrám elektron-visszaszórás együtthatóinak (BSC) meghatározására 0,1–100 keV közötti elektronenergiák esetén. A számítások korszerű Monte-Carlo-szimulációs módszerrel történtek különböző energiavesztési függvény (ELF) adatkészleteket alkalmazva bemeneti paraméterként. Az elektronok rugalmatlan szórás keresztmetszetét a relativisztikus dielektromos függvény formalizmusából vezettem le, ahol Penn teljes algoritmusára felhasználtam az optikai határban ($q \rightarrow 0$) mért ELF kiterjesztését a teljes (q, ω) síkra. Az eredmények igazolták, hogy az energiavesztési függvény pontossága jelentősen befolyásolhatja a számított visszaszórás együtthatót, továbbá, hogy ez szoros kapcsolatban áll az f - és ps -összegzési szabályokkal.

Bevezetés

Amikor az elektronnyaláb egy tömör anyag felületére irányul, a beeső elektronok nagy része megáll a célanyagban, de közülük néhány visszaszóródik, és elhagyja az anyagot. Azokat az elektronokat, amelyek energiája meghaladja az 50 eV-ot, visszaszóró elektronoknak nevezzük, míg az ennél alacsonyabb energiájú elektronok a gerjesztett másodlagos elektronok [1].

Ezeknek az elektronoknak a tulajdonságait számos területen hasznosítják [2-5], különösen a pásztázó elektronmikroszkópiában (SEM). A SEM-ben a másodlagos elektronok jele nagy felületi érzékenységet mutat lehetővé téve a felszíni topográfia nagy felbontású leképezését, míg a visszaszóró elektronok segítségével sokszor az anyag tömbi összetétele vizsgálható, mivel a jel intenzitása erősen függ az elem rendszámától. A másodlagos elektronhozam – azaz a primer elektronként kibocsátott másodlagos elektronok száma – az anyag elektronikus és felületi tulajdonságaitól függ; a visszaszórás együttható (BSC) – a primer elektronként visszaszóró elektronok száma – elsősorban az anyag alkotóelemeinek rendszámával arányos. A tiszta, ideális, lapos felületek másodlagos elektronhozamának és visszaszórás együtthatójának tanulmányozása az 1960-as évek óta kiemelt kutatási terület a SEM kontrasztmechanizmusainak megértése szempontjából.

Elméleti szempontból a Monte Carlo-módszer ideális eszköz az elektron-szilárdtest kölcsönhatás vizsgálatára [6-12], és széles körben alkalmazzák az elektronspektroszkópiában és az elektronmikroszkópiában. Az elmúlt évtizedekben számos ilyen modell született, különféle elektronszórás elméletekre támaszkodva. Ebben az összefüggésben a szerző több Monte Carlo-modellt és -kódot is kidolgozott különböző alkalmazásokhoz: például a CTMC-SEM-modellt a másodlagos és visszaszóró elektronok szimulációjára SEM-ben, a CTMC-3DSEM-et összetett háromdimenziós mintageometriákhoz, a CTMC-SES-t Auger- és fotoelektron-spektroszkópiához, a CTMC-REELS-t az elasztikus csúcs és a reflexiós elektronenergia-vesztési spektrum modellezésére, a CTMC-RMC-t optikai állandók meghatározására, a

CTMC-CHARG modellt a töltésfelhalmozódási jelenségekhez szigetelőkben és félvezetőkben, valamint a CTMC-ATOMIC modellt ultravékony rétegek vizsgálatára.

A nukleáris fúziós kutatások szempontjából kiemelt jelentőségű anyagok – például a berillium (Be) és a molibdén (Mo), valamint a volfrám (W) – visszaszórás együtthatóját korábban korszerű Monte Carlo-modellek (CTMC-SEM) segítségével már meghatározták, a Mott-féle rugalmas szórás keresztmetszet és a dielektromos függvény formalizmus alkalmazásával. Ezekben a vizsgálatokban elsősorban a különböző rugalmas szórás potenciálok hatását elemezték. Kimutatták azonban, hogy az eltérő rugalmas keresztmetszetek önmagukban nem magyarázzák a visszaszórás együtthatóra kapott mért és szimulált adatok közti eltérést. Ugyanakkor a CTMC-ATOMIC modell alapján elvégzett kiegészítő szimulációk megmutatták, hogy már néhány atomi réteg szén-szennyeződés jelentősen módosítja a BSC értékét: azt növeli a könnyű elemeknél (pl. Be), és csökkenti a nehéz elemeknél (Mo, W).

Tekintettel arra, hogy teljesen tiszta felületek kísérleti vizsgálata – a szennyező komponensek (szén, oxigén) in situ monitorozásával – ritkán kivitelezhető, a másodlagos elektronhozamra és a visszaszórás együtthatóra vonatkozó, valóban megbízható kísérleti adatok még mindig hiányosak. A másodlagos elektronok alacsony energiájuk miatt különösen érzékenyek a felületi és kémiai állapotváltozásokra, ezzel szemben a visszaszóró elektronok nagyobb energiájuk miatt kevésbé függenek a felületmódosításból eredő munkafüggvény-változástól. Emiatt különösen ígéretes lehet egy megbízható elméleti BSC-adatbázis létrehozása Monte Carlo-szimuláció segítségével feltéve, hogy a fizikai modell nagy pontosságú.

Korábbi munkák alapján a CTMC-SEM-modell alkalmas a másodlagos és visszaszóró elektronok pontos szimulációjára fémek anyagok esetén. Ugyanakkor a szórás keresztmetszetek számításához szükséges egyes bemeneti adatok továbbra is bizonytalansággal terhelték. Például az elasztikus szóráshoz használt potenciál meghatározása nem egyértelmű, ami kis mértékű bizonytalanságot okozhat a

számított BSC-ben. Ennél is fontosabb, hogy a rugalmatlan szórás számításában kulcsszerepet játszó optikai energia-veszteségi függvény (ELF) pontossága erősen meghatározza a kapott keresztmetszeteket. Az ELF – a dielektromos függvény képzetes részeként – a valencia- és belső héjak elektronikus gerjesztéseit írja le, amelyek az energiaveszteségi folyamatokért felelnek. Mivel a reális anyagok elektronikus struktúrája összetett, az ELF jelenleg nem határozható meg kellő pontossággal tisztán elméleti úton, így legtöbbször kísérleti optikai adatokra támaszkodnak.

Fontos azonban megjegyezni, hogy az elfogadott optikai adatbázisok – mint például Palik gyűjteménye [13], – több, különböző kutatóktól származó mérési adatsort tartalmaznak részben eltérő fotonenergia-tartományokból. Ezek eltérései módosítják a számított rugalmatlan keresztmetszeteket, így a BSC értékét is. Eddig nem vizsgálták részletesen, hogy az ELF-adatok bizonytalansága milyen mértékben befolyásolja a visszaszórás együttható Monte Carlo-alapú számítását. Jelen cikk célja ezért annak feltárása, hogy az ELF-adatbázisok eltérései miként hatnak a BSC értékére. Ezért különböző ELF-kombinációk kerültek felhasználásra: Palik adatbázisából származó optikai mérések [13], valamint RE-ELS-spektrumokból kinyert adatok. A Be, Mo és W elemek visszaszórás együtthatóit ezekkel a különböző ELF értékekkel számítottam ki 0,1–100 keV közötti primer elektronenergiákon, és az eredmények alapján pontosított, továbbfejlesztett elméleti BSC-adatokat kaptam.

Monte Carlo-szimulációs modell

A vizsgálatban a legkorszerűbb Monte Carlo-szimulációs modellt alkalmazom, amely a legújabb elektron-anyag kölcsönhatási rugalmas és rugalmatlan szórás keresztmetszeteket használja. A módszer részletes leírását korábbi munkáim tartalmazzák; itt csak a számítási eljárás áttekintése kerül bemutatásra.

Elektronok rugalmas szórása

A rugalmas szórás számításához a Mott-féle differenciális keresztmetszetet alkalmazom [14]:

$$\frac{d\sigma_e}{d\Omega} = |f(\theta)|^2 + |g(\theta)|^2, \quad (1)$$

ahol $f(\theta)$ és $g(\theta)$ a szórás amplitúdók, amelyek részleges hullámok módszerével határozhatók meg. A szórás potenciál három részből áll: az elektrosztatikus potenciálból, a kicserélődési potenciálból és a korrelációs-polarizációs potenciálból. A mag töltéseloszlását Fermi-eloszlással, míg az elektroneloszlást Dirac-Fock elektronsűrűséggel határozom meg. Ezen felül figyelembe veszem a Furness-McCarthy-féle cserepotenciált és a lokális sűrűségközelítésen alapuló korrelációs-polarizációs potenciált. A Mott-keresztmetszetet az ELSEPA programmal számítom ki [15].

Elektronok rugalmatlan szórása

A rugalmatlan ütközések leírására a dielektromos függvény formalizmust alkalmazom. Ebben a modellben a differenciális inverz rugalmatlan úthossz (DIIMFP) a következőképpen írható fel:

$$\frac{d^2\lambda_m^{-1}}{d(\hbar\omega)dq} = \frac{2\gamma^2}{1+\gamma} \frac{1}{\pi a_0 E} \text{Im} \left\{ \frac{-1}{\varepsilon(q, \omega)} \right\} \frac{1}{q} \quad (2)$$

ahol $\gamma = 1 + E/(m_0 c^2)$ a relativisztikus korrekciós faktor, a_0 pedig a Bohr-sugár.

A szórás valószínűségét az energiaveszteségi függvény (ELF) határozza meg. Penn teljes algoritmusát lehetővé teszi, hogy az optikai határban mért ELF-et kiterjesszük a teljes síkra [16]. Ehhez a Lindhard-dielektromos függvényt használtam. A különböző ELF-ek minőségének ellenőrzésére két összegzési szabályt alkalmazok:

oszcillátorerő-szabály (f-sum rule) – érzékeny a magas energiatartomány pontosságára; tökéletes árnyékolási szabály (ps-sum rule) – főként az alacsony energiájú ELF-pontosságot tükrözi. Ideális esetben az f-szabály a rendszámot, a ps-szabály pedig az egységet kell, hogy visszaadja.

Monte Carlo-szimuláció menete

A mintába belépő elektron számos rugalmas és rugalmatlan ütközésen megy keresztül, melyek során módosul mozgásiránya és energiája. A szórás szögeket és az energiaveszteséget a megfelelő differenciális keresztmetszetek alapján, véletlenszámokkal mintázom. A 50 eV feletti energiájú másodlagos elektronokat a BSC számításába is beleszámítom.

A rugalmatlan energiaátadás függvényében a gerjesztett elektron származhat:

- valenciasávból, ha a veszteség kisebb, mint az adott belső héj kötési energiája;
- belső héjról (belső-héj ionizáció), ha a veszteség meghaladja a kötési energiát.

A gerjesztett atom relaxációja Auger-elektron vagy foton kibocsátásával is megtörténhet, de az Auger-elektronok hozzájárulása a visszaszórás együtthatóhoz elhanyagolható.

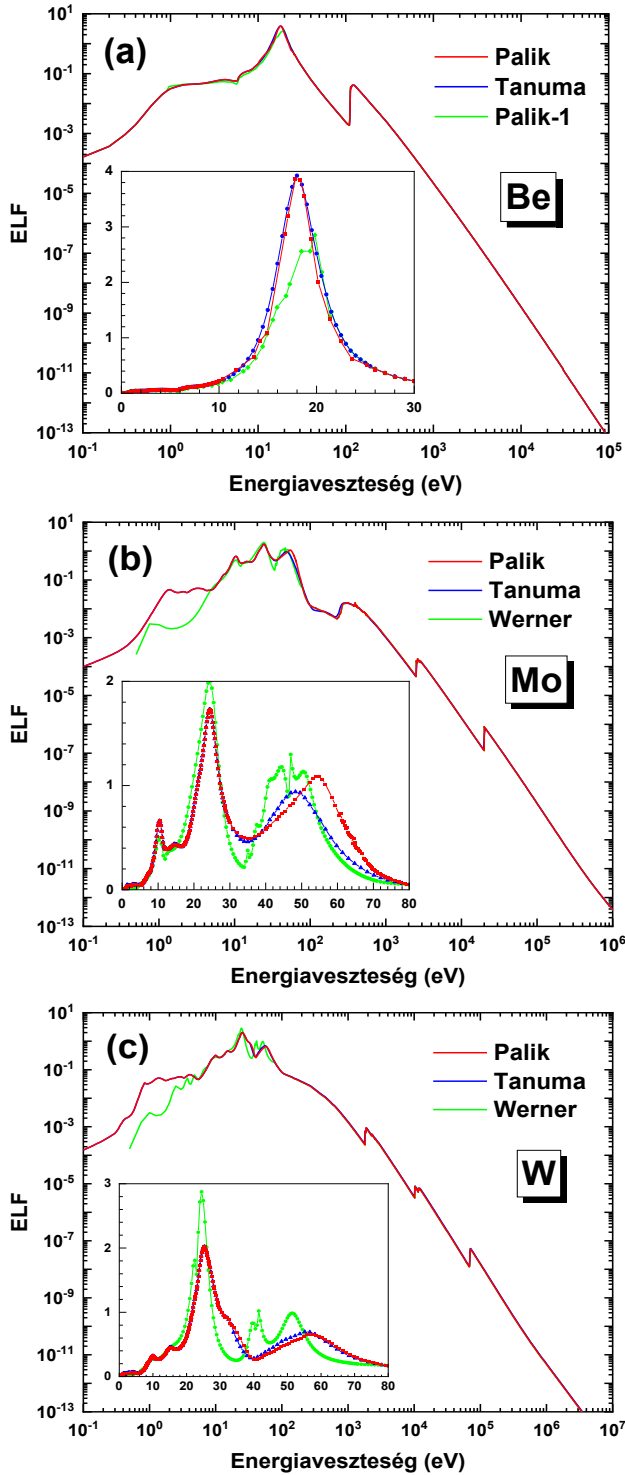
A többszörösen szóródott elektronok egy része eléri a felületet, ahonnan bizonyos valószínűséggel kiléphet. Ehhez kvantummechanikai átbocsátási függvényt használtam:

$$T(E, \beta) = \begin{cases} \frac{4 \sqrt{1 - \frac{U_0}{E \cos^2 \beta}}}{\left[1 + \sqrt{1 - \frac{U_0}{E \cos^2 \beta}}\right]^2}, & \text{if } E \cos^2 \beta > U_0; \\ 0, & \end{cases} \quad (3)$$

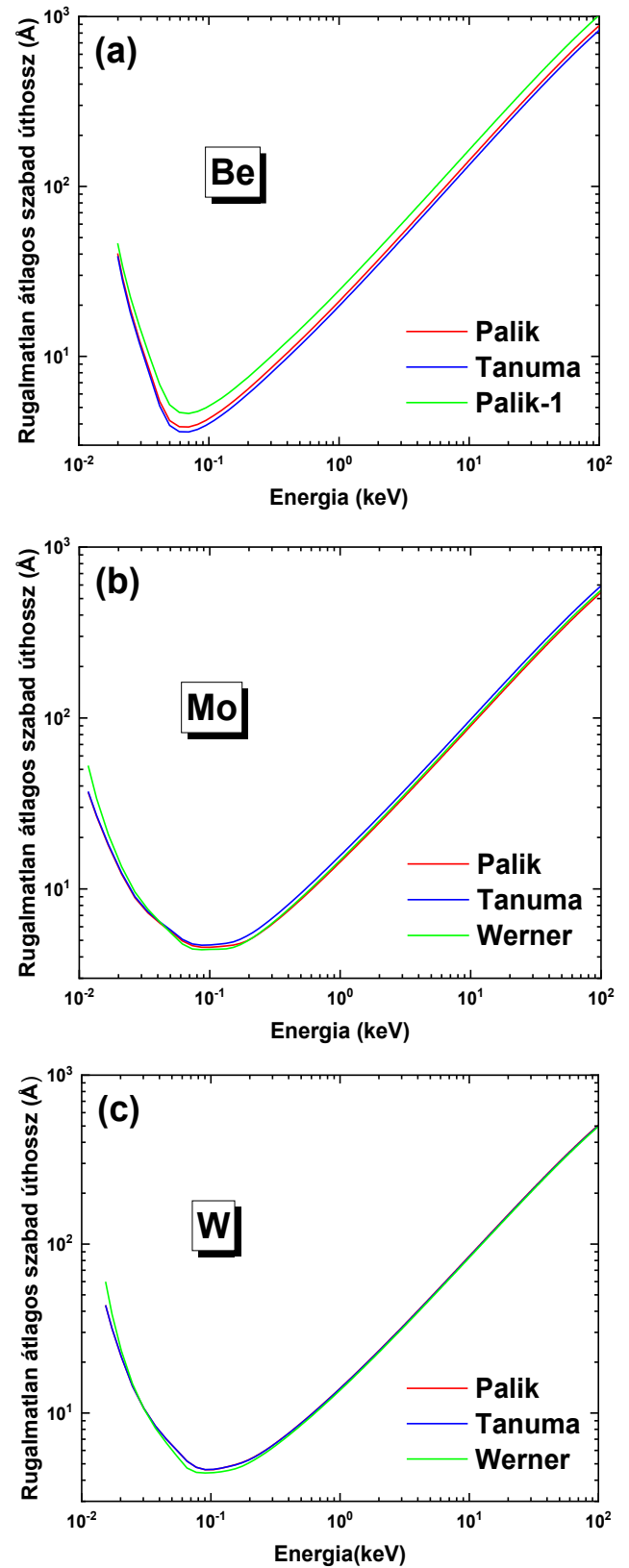
ahol az elektron mozgási iránya és a felületi normális közötti szög, valamint a felületi gát, amely a munkafüggvény és a Fermi-energia összegéből adódik [17]. A kinetikus energia alapján egy megszökött elektront vagy valódi szekunder elektronnak (<50 eV) vagy visszaszórt elektronnak (>50 eV) tekintünk. A visszaszórás együtthatót az egy beeső elektronra jutó visszaszórt elektronok száma határozza meg, míg a szekunder elektronhozamot hasonlóképpen az egy beeső elektronra jutó szekunder elektronok száma határozza meg.

Energiavesztési függvény adatok

Palik optikai adatbázisa [13] több különböző méréssorozatot tartalmaz, amelyeket kombinálva három berillium-ELF-et állítottunk elő: "Tanuma", "Palik" és "Palik-1". Ezek az optikai energiaadatok a 0,02 eV–10 MeV tartományban találhatók. A különbségek főként a főcsúcs környékén dominálnak, ami eltérően befolyásolja a rugalmatlan keresztmetszeteket is.



1. ábra: Az (a) berillium, (b) molibdén és (c) volfrám energia-vesztés-függvényei



2. ábra: Az 1. ábrán látható ELF-ekből számított rugalmatlan átlagos szabad úthosszak: (a) Be, (b) Mo és (c) W

Molibdén és volfrám esetén három másik ELF-kombinációt definiáltunk: "Palik", "Tanuma" és "Werner", amelyek alapját vagy optikai adatok (Palik), vagy REELS-spektrumokból

származó adatok (Werner) képezik. Az 1. ábra a berillium, molibdén és volfrám energiavesztés-függvényeit mutatja.

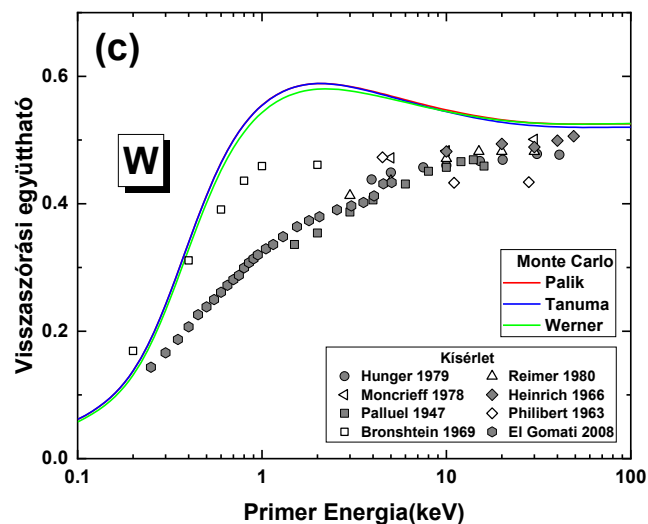
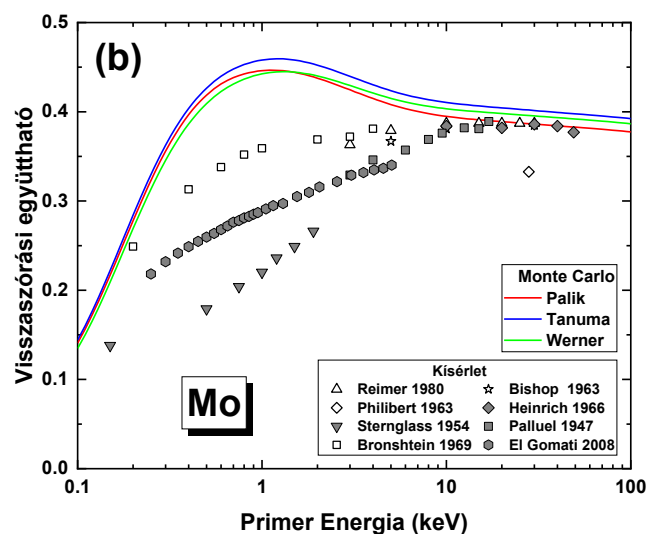
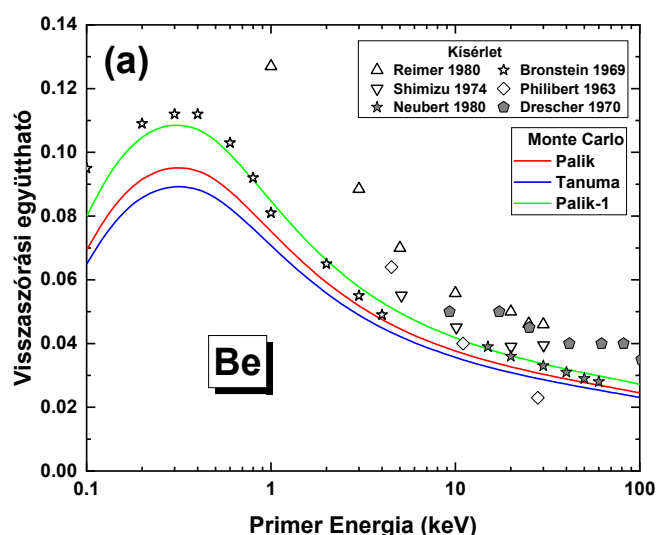
Egy adott ELF-ből első lépésként meghatároztuk az energiától függő rugalmatlan úthosszat (IMFP), amely azt az átlagos távolságot jelenti, amelyet az elektron a vizsgált anyagban energia-vesztés nélkül meg tud tenni. Mivel az IMFP a rugalmatlan szórási keresztmetszet reciproka, nagy IMFP-érték azt jelenti, hogy az elektron hosszabb úton haladhat anélkül, hogy energiát veszítene – ezért nagyobb valószínűséggel szóródik ki a felület felé, ami növeli a visszaszórási együtthatót (BSC). Az IMFP energiatfüggése tehát közvetlenül magyarázza a BSC primer energiával való viselkedését is.

		f -összeg szabály		ps -összeg szabály	
		értéke	relatív hiba (%)	értéke	relatív hiba (%)
Be	Palik	3,95	-1,15	1	0,04
	Tanuma	4,08	2,05	1,07	6,62
		-4,09	-2,4	-1,066	-6,6
	Palik-1	3,73	-6,63	0,85	-15,31
Mo	Palik	42,66	1,58	1,04	3,78
	Tanuma	40,43	-3,73	0,98	-1,11
		-39,53	(-5,9)	-0,989	(-1,1)
	Werner	41,18	-1,96	1,01	1,05
W	Palik	74,32	0,43	1,01	1,13
	Tanuma	73,31	-0,93	1,01	1,3
		-71,39	(-1,3)	-1,013	-1,3
	Werner	74,05	0,07	1,02	2,49

1. táblázat: Az f - és ps -összeg szabályok és azok relatív hibái Be, Mo és W esetén, ahol a zárójelben lévő adatok Tanuma és munkatársai [18] munkájából származnak

A berillium esetében (2a ábra) a három IMFP-görbe nem metszi egymást: a "Tanuma"-IMFP minden energián kisebb, mint a "Palik"-IMFP, míg a "Palik"-IMFP mindenhol kisebb a "Palik-1"-IMFP-nél. Ez összhangban áll a f - és ps -szabály hibáival (1. táblázat): a "Tanuma"-ELF pozitív hibái azt jelzik, hogy az ELF túlbecsült, így az IMFP következetesen alulbecsült, míg a nagy negatív hibák a "Palik-1"-ELF esetében túlbecsült IMFP-t eredményeznek. A "Palik"-ELF hibái a legkisebbek, ezért a "Palik"-IMFP tekinthető a legmegbízhatóbbnak.

Molibdén és volfrám esetében az IMFP-görbék értelmezése összetettebb. Molibdénnél a "Palik"- és "Werner"-görbék két ponton metszik egymást: az egyik 50 eV alatt, a másik körülbelül 200 eV-nál. Az 50–200 eV tartományban a "Palik"-IMFP nagyobb a "Werner"-IMFP-nél, egyébként kisebb. Ez összhangban van azzal, hogy a "Werner"-ELF a kis energiákon kissé túlbecsült (pozitív ps -szabály), míg a magas energiákon kissé alulbecsült (negatív f -szabály). A "Tanuma"- és "Palik"-ELF-ek 40 eV alatt megegyeznek, ám 40–80 eV között eltérnek, így a "Tanuma"-IMFP alacsony energián egyezik a "Palik"-IMFP-vel, míg magas energián – a negatív f -szabály hibája miatt – túlbecsült. Emiatt várható, hogy a "Tanuma"-ELF túl magas BSC-t ad.



3. ábra: A jelenlegi visszaszórási együtthatók a) berillium, (b) molibdén és (c) volfrám esetében a korábbi elméleti és kísérleti adatokkal [19–31] összehasonlítva

Volfrámnál a "Palik"- és "Werner"-IMFP-görbék körülbelül 20 eV-nél metszik egymást: e felett a "Palik"-IMFP nagyobb, mivel a "Palik"-ELF pontosabb az alacsony energiákon, míg a "Werner"-ELF pontosabb a magas energiákon. A "Tanuma"-ELF 35–80 eV között kissé eltér a "Palik"-ELF-től, de

az IMFP-k különbségei itt már elhanyagolhatók. Ennek oka, hogy a volfrámra vonatkozó összegzési szabály hibái mindhárom ELF esetében kicsik, így a különbségek nem érvényesülnek erősen.

A visszaszórási együtthatókat (BSC) Monte Carlo-szimulációval számítottuk ki a Be, Mo és W ideális, tiszta, sima felületére 0,1–100 keV közötti primer energiákon, energiánként 108 elektronpálya kiszámításával (ld. 3. ábra). A BSC értéke a teljes energia-spektrum integrálásával adódik. Alacsony primer energiákon a kis energiájú elektronok dominálnak, így a ps-szabály pontossága a meghatározó; nagy primer energiáknál a nagyenergiás elektronok is hozzájárulnak, ezért a f-szabály pontossága válik lényegessé. Az eredményeket a 4. ábra mutatja.

A berillium esetében a három ELF-fel kapott BSC-görbe ugyanazt a tendenciát mutatja, mint az IMFP: nagyobb IMFP $\rightarrow$ nagyobb BSC. Korábbi munkáinkban "Tanuma"-ELF-et használtunk, ami a rugalmatlan keresztmetszet túlbecsüléséhez vezetett, így a "Tanuma"-BSC alulbecsült volt. Első pillantásra úgy tűnhet, hogy a "Palik-1"-görbe egyezik legjobban a Bronstein-féle kísérleti adatokkal, ám mivel a "Palik-1"-ELF nagyon pontatlan (nagy f- és ps-hibákkal), ez csak látszólagos. A "Palik"-ELF a legpontosabb, így a "Palik"-BSC tekinthető a legmegbízhatóbbnak. Ha a felületi szén-szennyeződés egyetlen monoréteggel jelen van, a "Palik"-BSC még jobban közelíti a kísérleti értékeket, ami alátámasztja a szennyeződés jelentőségét.

Molibdén esetében a "Tanuma"-ELF alulbecsült, a "Palik"-ELF pedig kissé túlbecsült, ezért várható, hogy a "Tanuma"-BSC túl magas, a "Palik"-BSC pedig túl alacsony. A szimulációk ezt megerősítik. A 10 keV feletti tartományban a "Palik"-görbe egyezik legjobban a kísérleti adatokkal. Mivel a nehéz elemek felületi szén-szennyeződése csökkenti a BSC-t, 1–2 monoréteg szénnel a számítások még közelebb kerülnek a mért értékekhez. A "Werner"-ELF várhatóan a két szélső eset között helyezkedik el – ezt a szimuláció is mutatja.

Volfrám esetében a három ELF f- és ps-szabály hibái egyaránt kicsik, így a hozzájuk tartozó IMFP- és BSC-görbék is nagyon közel esnek egymáshoz; ennek megfelelően nem találunk jelentős eltérést a szimulált BSC-k között.

Összefoglalás

Ebben a munkában megvizsgáltuk a különböző energia-veszteségi függvények (ELF-ek) hatását a berillium, molibdén és volfrám elemek elektron-visszaszórási együtthatóinak Monte Carlo-szimulációval számított értékeire a 0,1–100 keV primerenergia-tartományban. A f- és ps-összegzési szabályok részletes elemzése megmutatta, hogy a f-szabály az ELF nagy energiájú részének pontosságára érzékeny, így a magas primer energiákon meghatározott BSC-t döntően befolyásolja, míg a ps-szabály az alacsony energiájú ELF-pontosságot tükrözi, és a kis primer energiákon kapott BSC-kre van erős hatással.

A nagy negatív vagy pozitív hibák a f- vagy ps-szabályban túlbecslést vagy alulbecslést eredményeznek a BSC értékekben – előbbiek elsősorban a magas, utóbbiak az alacsony primer energiák tartományában jelentkeznek.

Különösen a berillium esetében figyelhető meg kifejezett érzékenység az ELF pontosságára: jelen eredményeink azt mutatják, hogy a "Palik"-ELF alkalmazása lényegesen javítja az előző munkákban "Tanuma"-ELF alapján kapott BSC-k pontosságát. A molibdén esetében a "Palik"-ELF szintén kedvezőbb eredményt ad, mint a korábban használt változatok. A volfrám esetében azonban a különböző ELF-ek összegzési szabályai eleve közel azonos pontosságúak, így a szimulált BSC-k között nem mutatkozik jelentős eltérés.

Eredményeink rámutatnak, hogy a BSC-k megbízható elméleti meghatározásához kulcsfontosságú a nagy pontosságú ELF alkalmazása, különösen olyan adatbázisoké, amelyek minimális hibát mutatnak mind a f-, mind a ps-szabály tekintetében. Ez elengedhetetlen egy megbízható elektron-visszaszórási adatbázis kialakításához.

Köszönetnyilvánítás

Ezt a kutatási munkát a Kína és Magyarország közötti kétoldalú tudományos és technológiai (T&T) együttműködés támogatta a 2021-1.2.4-TÉT-2021-00055 számú projekt keretében.

Irodalomjegyzék

- [1] H. Niedrig, *Scanning*, 1, 17 1978.
- [2] G.E. Lloyd, *Mineralogical Magazine*, 51, 3 1987
- [3] R.D. Bloebaum, J.G. Skedros, E.G. Vajda, K.N. Bachus, B.R. Constantz, *Bone*, 20, 485 1997
- [4] H. Seiler, *Journal of Applied Physics*, 54, R1 1983
- [5] J. Torok, R. Del Re, H. Herbol, S. Das, I. Bocharova, A. Paolucci, L.E. Ocola, C. Ventrice Jr., E. Lifshin, G. Denbeaux, R.L. Brainard, *Journal of Photopolymer Science and Technology*, 26, 625-634 2013
- [6] K. Tőkési, T. Mukoyama, *Bulletin of the Institute for Chemical Research, Kyoto University* 72 352 1994
- [7] K. Tőkési, D. Varga, L., T. Mukoyama, *Journal of Electron Spectroscopy and Related Phenomena* 76 427 1995
- [8] K. Tőkési, A. Némethy, L. Kövér, D. Varga, T. Mukoyama, *Journal of Applied Physics* 79 3763 1996
- [9] K. Tőkési, L. Kövér, D. Varga, J. Tóth, T. Mukoyama, *Surface Review and Letters* 4 955 1997
- [10] K. Tőkési, T. Mukoyama, *International Journal of PIXE* 9 135 1999
- [11] A. Hussain, L.H. Yang, S.F. Mao, B. Da, K. Tőkési, Z.J. Ding, *Nuclear Materials and Energy*, 26, 100862 2021
- [12] L.H. Yang, A. Hussain, S.F. Mao, B. Da, K. Tőkési, Z.J. Ding, *Journal of Nuclear Materials*, 553, 153042 2021
- [13] E.D. Palik, *Handbook of Optical Constants of Solids*. Academic Press 1998
- [14] N. F Mott, *Proceedings of the Royal Society of London. Series A*, 124, 425-442 1929
- [15] F. Salvat, A. Jablonski, C.J. Powell, *Computer Physics Communications*, 165, 157-190 2005
- [16] D.R. Penn, *Physical Review B*, 35, 482 1987
- [17] Z.J. Ding, R. Shimizu, *Scanning*, 18, 92-113 1996
- [18] S. Tanuma, C.J. Powell, D.R. Penn, *Surface and Interface Analysis*, 43, 689-713 2011
- [19] I.M. Bronshtein, B.S. Fraiman, *Secondary Electron Emission (in Russian)*. Nauka, Moscow 1969
- [20] K.F. Heinrich, J. X-ray optics and microanalysis, 4th Intl. Cong. on X-ray Optics and Microanalysis, R. Castaing, P. Deschamps, and J. Philibert, eds., Hermann, Paris, 1509 1966
- [21] E.J. Sternglass, *Physical Review*, 95, 345 1954
- [22] P.C.R.E. Palluel, Composante rediffusée du rayonnement électronique secondaire des métaux. *Comptes Rendus Hebdomadaires des Seances de l Academie des Sciences*. 224, 1492-1494 1947
- [23] H.E. Bishop, *Electron scattering and X-ray production*. PhD thesis, University of Cambridge 1966
- [24] H. J Hunger, L. Küchler, *Physica status solidi (a)*, 56, K45-K48 1979
- [25] R. Shimizu *Journal of Applied Physics*, 45, 2107-2111 1974
- [26] H. Drescher, L. Reimer, H. Seidel, *Z. Angew Physik*, 29, 331-336 1970
- [27] G. Neubert, S. Rogaschewski, *Physica status solidi (a)*, 61, 709 1980
- [28] M.M. El Gomati, C.G.H. Walker, A.M.D. Assa'd, M. Zadražil, *Scanning*, 30, 2-15 2008
- [29] L. Reimer, C. Tollkamp, *Scanning*, 3, 35-39 1980
- [30] J- Philibert, E. Weinryb, The use of specimen current in electron-probe microanalysis, in: *X-ray Optics and X-ray Microanalysis* (pp. 451-476), Academic Press (1963)
- [31] D.A. Moncrieff, P.R. Barker, *Scanning*, 1, 195-197 (1978)

A VVER reaktorcsalád új fejlesztési iránya: a spektrális szabályozású VVER-S

Dr. Vámos Gábor Antal

7030 Paks, Jókai Mór u. 2/a

A VVER reaktoroknál a spektrális teljesítményszabályozás új koncepció, fő előnye a takarékos természetes urán felhasználás mellett a bóros szabályozás visszaszorítása, ami a folyékony radioaktív hulladék mennyiségének csökkentését eredményezi. Ez elsőként a közepes teljesítményű VVER-S-600 típusban valósul meg, amelyhez a jó gyártási és üzemeltetési referenciával rendelkező VVER-1200 főberendezéseit alkalmazzák kéthurkos kialakítással. A Kolai Atomerőműben létesülő VVER-S-600 prototípus a tervezett 2035. évi üzembehelyezés okozta időkényszer miatt kompromisszumos, átmeneti megoldásokkal valósulhat meg. A VVER-S-600 blokkok beruházásának gazdaságossága a VVER-1200-hoz és a VVER-TOI-hoz viszonyítva – publikus adatok hiányában – nehezen megítélhető. Építésük fő indoka a villamoshálózati korlátokkal rendelkező, távoli gazdasági körzetek energiaellátásának biztosítása.

Bevezetés

Az orosz tervezésű és gyártású nyomottvizes reaktorok általános típus-megnevezése a „víz moderátorú és víz hűtőközegű energetikai reaktor”, röviden VVER. A VVER reaktorcsalád az első ilyen reaktor 1964. évi üzembehelyezése óta komoly fejlődési pályát járt be. A VVER-440 típus óta az egyes típusváltozatok nagy szériaszámú gyártása valósult meg következetesen alkalmazva a korábbi típusokkal kapcsolatban szerzett tapasztalatokat (1. táblázat).

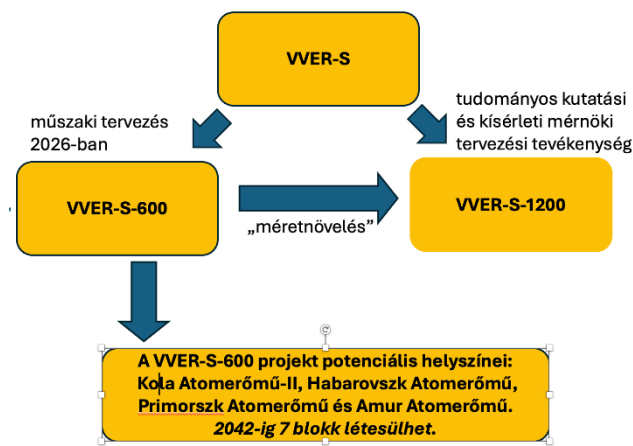
Generáció	Típus	Jellemzők	Teljesítmény
I. Generáció	VVER-210 (V-1)	Az első VVER reaktor Kezdeti, demonstrációs típus. (Novovoronyezs-1, 1964).	210 MWe
	VVER-365 (V-3M)	Továbbfejlesztett korai típus. (Novovoronyezs-2, 1969).	365 MWe
II. Generáció	VVER-440 (V-230)	Az első sorozatgyártású típus. Korlátozottabb biztonsági rendszerek, hiányzó konténment. (Már csak 3 blokk üzemel)	440 MWe
	VVER-440 (V-213)	Továbbfejlesztett VVER-440. Megerősített biztonsági rendszerek, pl. lokalizációs torony a baleseti túlnyomás csökkentésére. (Paksi Atomerőmű 1-4. blokkjai is ilyenek)	440 MWe
II./III. Generáció	VVER-1000 (V-320)	Jelentős ugrás a teljesítményben és a biztonságban. Teljes, kettős falú konténment épület, modernizált biztonsági rendszerek. (A legelterjedtebb VVER típus.)	1000 MWe
III.+ Generáció	VVER-1200 (AES-2006)	Evolúciós, továbbfejlesztett VVER-1000. Passzív és aktív biztonsági rendszerek kombinációja. Megfelel a fukushimai baleset utáni szigorúbb nemzetközi biztonsági követelményeknek. (Paks II. blokkjai is ilyenek)	1150-1200 MWe
III.+ Generáció	VVER-TOI (AES-2010)	„Optimalizált és Információs”. Még jobban optimalizált tervezés és építés, továbbfejlesztett gazdaságossági és biztonsági paraméterek, digitális irányítási és vezérlőrendszerek. (Kurszk II-1 első hálózatra kapcsolása 2025. 12.31-én)	1255 MWe

1. táblázat: A VVER reaktorcsalád fejlődése

A VVER reaktorcsalád fejlődéséről és a különböző reaktortípusok elterjedtségéről több áttekintés is rendelkezésre áll [1], [2].

Az 1. táblázatban szereplő, már működő típusok mellett a 2010-es évek közepén felemerült egy új típusváltozat fejlesztése, amelynél a reaktivitás szabályozásában fontos szerepet játszik a neutronspektrum energiaeloszlásának változtatása a kampány során. A Nukleon 2017. májusi számában egy MTA EK cikkben [3] már bemutatták a koncepció lényegét, amely szerint az üzemanyagciklus elején a reaktor kemény neutronspektrummal üzemel, majd a kampány során a neutronspektrum eltolódik a termikus energiatartományba. A spektrális szabályozásra utal az új reaktortípus megnevezése: VVER-S.

Azóta új fejlemény, hogy a Gidropress (a VVER reaktorok főkonstruktőre) és a Kurcsatov Intézet (a VVER reaktorok aktív zónájának tervezője) a VVER-S fejlesztését két változatban végzi közepes (600 MWe) és nagy (1200 MWe) teljesítménnyel [4]. Elsőként a VVER-S-600 reaktor tervezése, gyártása és létesítése történik meg, és az így szerzett tapasztalatok alapján később valósulhat meg a VVER-S-1200 reaktor (1. ábra).



1. ábra: A spektrális szabályozású VVER-S fejlesztési változatai

A VVER-S-600 műszaki tervezését 2026-ban fogják elvégezni a következők alapján:

- az üzemeltető szervezet (Rosenergoatom) követelményei,
- a korábbi engedélyezési tapasztalat figyelembevétele,
- a modern biztonsági követelmények figyelembevétele,
- a Kolai Atomerőmű telephelyének környezeti feltételei,
- kipróbált műszaki megoldások alkalmazása.

A közepes teljesítményű VVER-S tervezési céljai és feltételei

Az orosz atomerőművek üzemeltetője, a Rosenergoatom még 2014-ben meghatározta a műszaki és gazdasági követelményeit a közepes teljesítményű atomerőművi blokkokra vonatkozóan [5]. Az Orosz Föderáció kormánya 2016-ban határozatban jelölte ki az első két VVER-S-600-as blokk telephelyét a Kolai Atomerőmű bővítéseként. Ezekből kiindulva kezdte meg a Gidropress és a Kurcsatov Intézet a VVER-S-600 vázlatos tervezését.

A közepes teljesítményű VVER-S blokk főbb műszaki célkitűzései:

- két blokk építése a Kolai Atomerőmű telephelyén 2027-2037 között,
- villamos teljesítmény a generátor kapcsain:
 $\geq 600 \text{ MW}_e$,
- hatásfok: $\geq 37\%$,
- üzemanyagciklus időtartama: 12, 18 és 24 hónap,
- üzemanyag típusa: urán, valamint urán-plutónium,
- napi terhelésszabályozási üzemmód –
100–40(50)*–100% (* különböző forrásokban eltérő adatok szerepelnek),
- biztonsági szint: nem alacsonyabb, mint a 3+ generációs atomerőművekkel szemben támasztott követelmények,
- a reaktor tervezett üzemideje: 80 év.

A közepes teljesítményű VVER-S blokk főbb tervezési feltételei:

- hagyományos bóros szabályozás és spektrális szabályozás együttes alkalmazása: bóroladat bevittelt csak lehűtőskor és leálláskor alkalmaznak, nincs bóros szabályozás a manőverező üzemmódokban, sem a reaktivitástartalék kompenzálása során, ezúton megvalósul a folyékony radioaktív hulladék mennyiségének csökkentése,
- referencia megoldások megőrzése: a VVER-S-600 reaktor kialakításához a VVER-1200 főberendezéseit alkalmazzák, de a hurkok száma 4 helyett 2,
- Aktív zóna kifejlesztése 100% U-Pt üzemanyag-töltettel, 0,7 Pu tenyésztési tényező elérése (a korábbi VVER-ekre jellemző 0,35-0,4 helyett),
- az olvadékcspada alkalmazása helyett olvadék-visszatartás és -hűtés a reaktortartályban,
- a tervezési és műszaki megoldások későbbi „méretarányos” átvitele 600-ról 1200 MW-ra, figyelembe véve a VVER-S-600 tervezése és létesítése során szerzett tapasztalatokat,
- Oroszországban gyártott turbógenerátor-egységek alkalmazása 37% hatásfokkal,
- 4x100%-os biztonsági rendszer alkalmazása (alválasztat: 2x200%-os rendszer),

- a VVER-TOI (Kurszki Atomerőmű II. kiépítés) passzív maradványhő-elvezető rendszerének alkalmazása,
- a reaktorépület fokozottan szeizmikus régiókban történő alkalmazásra való tervezése az esetleges export lehetőségének érdekében,
- a villamos kábelkapcsolatok rövidítése azáltal, hogy az elektrotechnikai berendezéseket a fogyasztók közelében helyezik el,
- az üzemeltetés biztonságának növelése: A 10 kV-os és 0,4 kV-os berendezések szétválasztása, külön helyiségek kijelölése a tervezési alapon túli üzemzavarok biztonsági rendszerei számára,
- a reaktorépület villamos helyiségeinek kivitele a szabad hozzáférésű zónába,
- kezdetben átmenetileg U, távlatban U-Pu üzemanyag használata,
- TUK 137.E típusú konténer alkalmazása a telephelyen belüli üzemanyag-szállításra, a friss és a kiégett üzemanyagra egyaránt.

Bár a tervezési feltételek között szerepel a Rosatom export potenciáljának bővítése közepes teljesítményű atomerőművi blokkal, az export potenciált az urán-plutónium üzemanyag valószínűleg korlátozni fogja az Oroszországgal határos országokra.

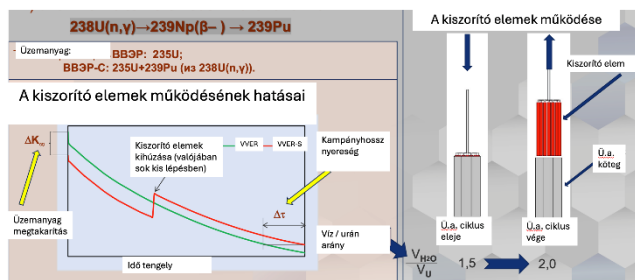
A spektrális szabályozás koncepciója a VVER-S reaktorokban

A spektrális szabályozás alapja, hogy az üzemanyagciklus kezdetén a neutron spektrumot keményebbre alakítják, emiatt:

- a páratlan tömegszámú izotópok hasadási keresztmetszete alacsonyabb,
- az ^{238}U izotópok hasadásának részaránya magasabb,
- a $^{238}\text{U}(n,\gamma) \rightarrow ^{239}\text{Np}(\beta^-) \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ reakciók eredményeként az ^{238}U izotópok neutronbefogása, és így a Pu felhalmozódás magasabb.

Az üzemanyagciklus folyamán a neutronspektrumot lágyabbra változtatják, emiatt a ciklus vége felé a Pu intenzívebben kiég. A cél nem plutóniumtermelés, hanem az ^{238}U nagyobb mértékű felhasználása egyrészt az intenzívebb hasadás, másrészt a ^{239}Pu -má történő átalakulás révén. Összességében a célkitűzés a természetes urán igényének csökkentése 130 t/(GW_e*év) értékig a jelenlegi 140-160 t/(GW_e*év)-ről.

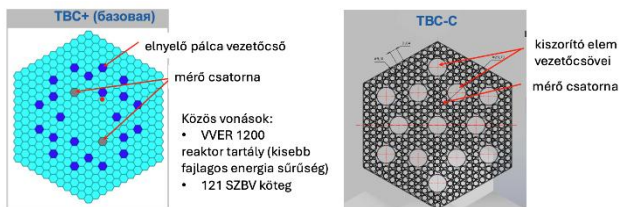
A neutronspektrum változtatását kizorító elemekkel végzik, amelyek a ciklus elején moderátort szorítanak ki az üzemanyagkötegekből, ami keményebb neutronspektrumot eredményez. Az üzemanyagciklus során a kizorító elemeket a neutronspektrum lágyítása érdekében folyamatosan kihúzzák az aktív zónából. Mindez a 2. ábrával szemléltethető [6]:



2. ábra: A spektrális szabályozás elve vízkiszorító elemekkel

A spektrális szabályozású VVER-S reaktorok aktív zónájának tervezési megoldásai

A VVER-S-600 reaktorokhoz jelenleg két üzemanyagköteg fejlesztési változat áll kidolgozás alatt: a Kolai Atomerőmű két blokkjához a TVS-M+, a későbbi blokkokhoz pedig a perspektivikus TVS-S (3. ábra).



3. ábra: A VVER-S-600 üzemanyagának két fejlesztési változata

A VVER-S távlatban TVS-S (spektrális) típusú üzemanyagkötegekkel fog működni. A perspektivikus TVS-S köteg sűrű rácsosztású (11,64 mm), 305 db 9,1 mm átmérőjű üzemanyagpálcát tartalmaz, és 13 vezetőcsővel rendelkezik a kiszorító elemek számára. A kiszorító elemek neutron nem elnyelő anyaggal (SiO_2/MgO) kitöltött Zr csövek, amelyek segítségével a víz-urán arány a 1,5-2,0 tartományban lesz változtatható. A spektrális szabályozás eredményeként a természetes urán felhasználása urán üzemanyaggal kb. 5%-kal, urán-plutónium üzemanyaggal kb. 10%-kal csökkenthető az eddigiekhez képest [7]. Mivel a 600 MW_e teljesítményszinthez el akarták kerülni egy új reaktor fejlesztésével és gyártásával járó kockázatokat, az aktív zóna a VVER-1200-as blokkéval azonos reaktortartályban fog elhelyezkedni, ezáltal a zóna fajlagos energiasűrűsége kisebb lesz.

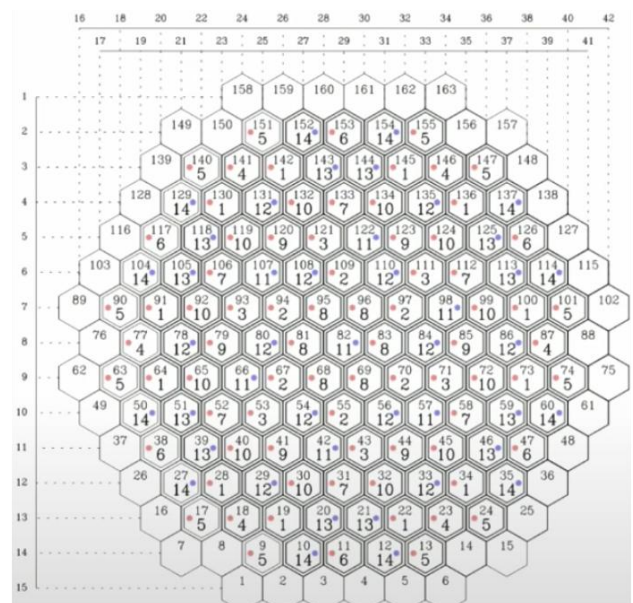
A reaktivitásszabályozás koncepciója a TVS-M üzemanyagkötegekkel a következő:

- A VVER-S-600 reaktivitásszabályozását a kiszorító és elnyelő elemek együtt végzik.
- A második független reaktivitásszabályozó rendszer a folyékony elnyelő (bórsav) bevitelével.
- A bóros szabályozás a reaktor teljesítményüzeme során nincs használatban, csak a reaktor átrakásra

történő leállításakor és a teljesítményüzembe történő felvitel során.

- Az üzemanyagciklus kezdetén a bórsav-koncentráció kb. 0,3 g H_3BO_3 / kg H_2O . A ciklus során a bórsav-koncentráció csökken (kb. 100 nap alatt 0-ra) a szervezetlen szivárgások tiszta kondenzátummal történő pótlása miatt. Így ioncserélő szűrők használata nem szükséges, ami a folyékony radioaktív hulladék mennyiségét csökkenti.
- Teljesítményüzemben a teljesítmény $\pm 2\%$ tartományban történő változtatása a hőmérsékleti effektus segítségével történik a gőzfejlesztő nyomásának változtatásával.
- A teljesítmény 10%-ig történő változtatáshoz a kiszorító elemek külön csoportja van kijelölve.
- 10%-nál nagyobb teljesítményváltoztatás és a reaktor leállítása meleg állapotba az elnyelő és a kiszorító szabályozó elemek együttes használatával történik. Ehhez bóros szabályozás nem szükséges.
- A kiszorító elemek mozgatása a mért teljesítményeloszláson és optimalizáló számításon alapuló algoritmus szerint történik a kiszorító elemek miatt kiegészítőleg jelentkező egyenlőtlenségi tényező csökkentése érdekében.

A VVER-S-600 aktív zónájának egy lehetséges kialakítása TVS-M üzemanyag kötegekkel a 4. ábrán látható [7]:



4. ábra: VVER-S-600 aktív zónája TVS-M üzemanyagkötegekkel.

Piros: szabályozó elem, kék: kiszorító elem,

felső szám: a köteg száma, alsó szám: a szabályozócsoport száma

A Kolai Atomerőműben létesülő két VVER-S-600 reaktor még nem a TVS-S, hanem a TVM+ üzemanyagkötegekkel lesz ellátva. A TVM+ köteg műszaki megoldásai azonosak a VVER-1200-as reaktorokban használt TVS-M köteggel, de a szabályozókötegekben használt elnyelőpálcák számát 22-re növelik, ezáltal az elnyelőköteg hatékonysága 25%-kal

nagyobb lesz. A reaktivitás szabályozása az elnyelőkötegekkel történik.

A Kolai Atomerőműben átmenetileg urán, távlatban urán-plutónium üzemanyag használatát tervezik:

- Időhiány miatt kezdetben U üzemanyagra történik az engedélyeztetés, de a tervezés már az U-Pu üzemanyag feltételei szerint történik, az U-Pu üzemanyag használata egy későbbi lépésként lesz engedélyeztetve.
- A frissüzemanyag-tároló tervezése eleve az U-Pu üzemanyag figyelembevételével történik, vagyis a tárolóban átrakógép is elhelyezhető, a távműködtetett kezelés kialakítható.
- A frissüzemanyag-tároló sugárvédelemi tervezése is az U-Pu üzemanyagra történik.
- A pihentető medence kapacitása 10 éves tárolást tesz lehetővé.
- Az üzemanyag erőművön belüli mozgatására a TUK-137.E típusú nehéz konténert használják, az ehhez tervezett szállítóberendezések az U-Pu üzemanyagra később készülő konténert is nagy valószínűséggel kezelni tudják.

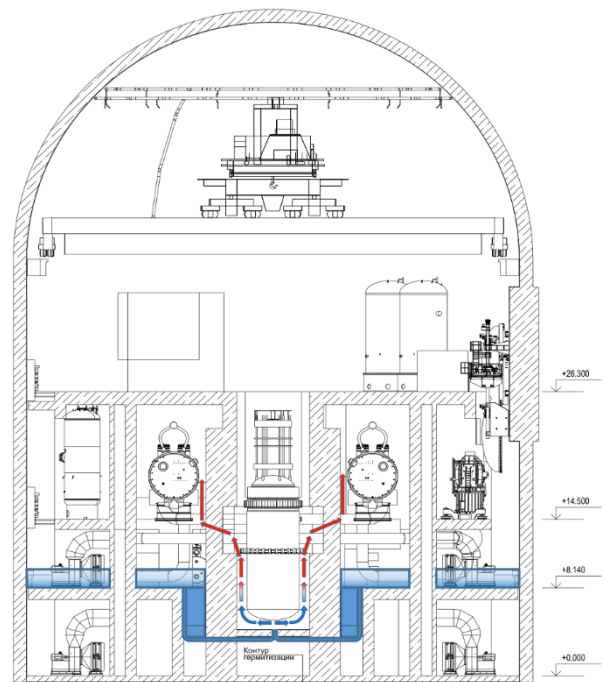
A zónaolvadék kezelése a VVER-S-600 reaktorban

1200 MW_e és ennél nagyobb teljesítményű 3+ generációs reaktoroknál – így a VVER-1200-nál és a VVER TOI-nál is – a tervezési alap kiegészítéseként súlyos baleseti helyzetekre a zónaolvadék kezelésére általánosan elterjedt megoldás olvadékcsapda alkalmazása.

Ezzel szemben a VVER-S-600 reaktorban a zónaolvadék kezelésére a reaktortartályon belüli megtartás és hűtés koncepcióját tervezik alkalmazni, amelynek célja, hogy a zónaolvadék ne jusson ki a reaktortartályból, miközben külső hűtést biztosítanak a tartály számára [8]. Mivel az olvadék felületén kerámiaszzerű anyag képződik, amely akadályozza a hőelvezetést, ezért a reaktortartályt körülvevő aknákat árasztják el vízzel, amely a tartály külső felületét közvetlenül hűti. Az elgőzölgő víz pótlását a konténment padlószintjéről biztosítják, a gőz eltávozásához az aknából pedig megfelelő keresztmetszetet biztosítanak a reaktorakna felső szerkezetében (5. ábra). A koncepció nem igényli a primerköri főberendezések elrendezésének módosítását.

A zónaolvadék tartályon belüli megtartásának két előnye van az VVER-1200-as blokkban alkalmazott olvadékcspadához képest:

- egyrészt a reaktor alatti tér magassági igénye (és végeredményben a konténment magassága) legalább 6 m-el kisebb,
- másrészt megtakarítható a 700-800t tömegű olvadékcspada fémszerkezetének gyártása, szállítása és beépítése.



5. ábra: A zónaolvadék reaktortartályon belüli megtartása és hűtése

Kék szín: a víz útja, piros szín: a gőz útja

A zónaolvadék reaktortartályon belüli megtartásának több referenciája is van:

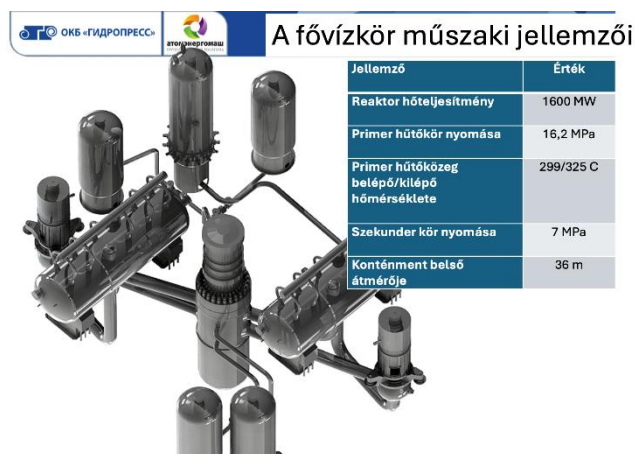
- A Westinghouse AP600 reaktort az NRC 1999-ben ezzel a koncepcióval engedélyezte, bár ilyen blokk soha nem épült meg.
- Az AP600 esetében alkalmazott megközelítést később kiterjesztették az AP1000-re is, 6 ilyen blokk üzemel: Vogtle 3&4, Sanmen1&2 és Haiyang 1&2.
- VVER-440-es blokkok biztonságnövelő átalakítása: Loviisa, Paks, Dukovani, Mohovce.
- Az SMR-ek több típusa: NuScale (USA), CAREM (Argentína), SMART (Korea), ACP100 (Kína).

A koncepció vizsgálatával foglalkozó IRSN jelentés [9] következtetése is alátámasztja ennek a megoldásnak a megfelelőségét: a 600 MW_e vagy annál kisebb teljesítményű reaktorok esetében a jelenlegi ismeretek lehetővé teszik a tartályon belüli olvadék-visszatartási stratégia alkalmazását feltéve, hogy a tartály környezetének geometriája és a külső hűtőrendszer kialakítása megfelelő.

A VVER-S-600 technológiai rendszereire alkalmazott megoldások

A tervezői megközelítés alapelve, hogy a VVER-S-600 reaktor és fővízkör kialakításához a megfelelő gyártási és üzemeltetési tapasztalattal rendelkező VVER-1200 főberendezéseit alkalmazzák elfogadva egyes fajlagos

mutatók emiatti romlását. A kisebb teljesítmény miatt a fővízkör kéthurkos kialakítású, amit a 6. ábra szemléltet [5].



6. ábra: A VVER-S-600 főberendezései és jellemzői

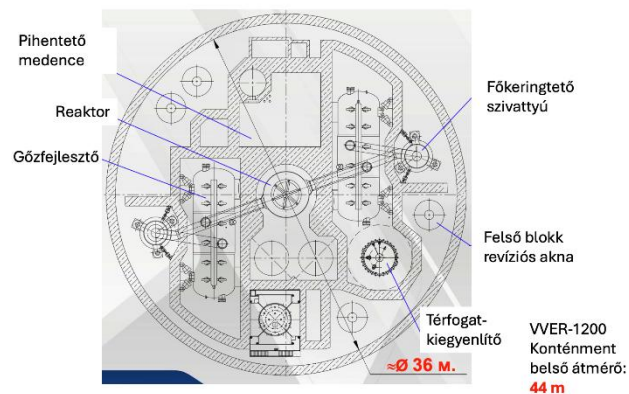
A 6. ábrán szereplő főberendezéseket vagy a VVER-1200 vagy a VVER-TOI blokkoknál alkalmazott berendezésekből választották ki, amint az a 2. táblázatban látható.

Berendezés	Típus / Jellemzők
Gőzfejlesztő	PGV-1000MKP, mint a VVER-1200-nál
Főkeringtető szivattyú	GCN-1753, mint a VVER-TOI-nál
Főkeringtető vezeték	NÁ 850, mint a VVER-1200-nál és TOI-nál
Térfogatkiegyenlítő	mint a VVER-1200-nál és TOI-nál
Hidroakkumulátor 1. fokozat	mint a VVER-TOI-nál
Hidroakkumulátor 2. fokozat	mint a VVER- VVER-1200-nál és TOI-nál

2. táblázat: VVER-S-600 fővízköri berendezéseinek kiválasztása

A kéthurkos kialakítás miatt a VVER-S-600 fővízköri berendezései kisebb helyen elférnek, mint a VVER-1200 bloknál, így a konténment belső átmérőjében 8 méter megtakarítás érhető el, mint a 7. ábrán látható [10].

A VVER-S-600 tervezési feltételei szerint Oroszországban gyártott turbógenerátor-egységet terveznek alkalmazni 37% hatásfokkal. Ez a Leningrádi Fémművek (LMZ) K-600-5.9/50 típusú turbinája lehet, amit eredetileg a nem megvalósult kozmotromai VVER-600-as blokkhoz terveztek. Bár az LMZ sok referenciával rendelkezik a nagyobb (1000-1200 MW) és kisebb (440 MW) turbinák terén, ez a konkrét K-600-5.9/5 változat jelenleg tervezési és előkészítési fázisban van, így referenciaként egyelőre csak a tervek és a gyártói kapacitás szolgál. Ugyanakkor az atominfo.ru 2025.12.11-én a Kommersant c. folyóiratra hivatkozva azt írta, hogy a Kolai II. Atomerőmű 3. és 4. blokkjaira a turbinát a kínai Dongfang Electric szállíthatja, mert az olcsóbb lehet, mint az LMZ turbinája.



7. ábra: A VVER-S-600 primerköri főberendezések elrendezése a konténmentben

A VVER-S-600 blokk prototípusának telephelye a Kolai Atomerőmű

A Kolai Atomerőműben jelenleg négy blokk üzemel, amelyek közül az első két blokk üzemidejét már kétszer hosszabbították meg 15-15 évvel. Bár ezeken a blokkokon jelentős biztonságnövelő átalakításokat végeztek, a 60 éven túli további üzemidő hosszabbításuk nagyon valószínűtlen, mivel V-230 típusúak, és az ezen típus biztonsági megoldásainak szintje elmarad a V-213 típusú blokkokétól. Szükséges lesz tehát a 2033-2034-ben kieső teljesítmény pótlása, amit két VVER-S-600 blokkal terveznek megoldani (3. táblázat). A Kolai-félsziget északi részén – kihasználva a fagymentes tengeri kikötő közelségét – egy 20,4 Mt/év kapacitású, úszó földgáz-cseppfolyósító üzemet építenek. Az első üzemrész indítása 2027-re várható, ami kb. 900 MW-ra növeli a villamosenergia iránti igényt. Ennek megfelelően bővíti a Kola atomerőmű villamos kapcsolóállomását, és Murmanszkig egy 330 kV-os távvezetékét építenek 2029-ig [11].

Blokk	Típus	Üzembe helyezés	Várható leállítási
Kola-1	VVER-440/230	1973	2033
Kola-2	VVER-440/230	1975	2034
Kola-3	VVER-440/213	1981	2036
Kola-4	VVER-440/213	1984	2039
Kola II-1	VVER-S-600	2035 <i>terv</i>	
Kola II-2	VVER-S-600	2037 <i>terv</i>	

3. táblázat: A Kolai Atomerőmű működő és tervezett blokkjai

A két új blokkot a Kolai Atomerőmű II. kiépítésén tervezik felépíteni kb. 10 km-re az 1-4. blokkoktól és az erőmű Poljarnije Zori nevű lakótelepétől. A legközelebbi nagyváros Murmanszk, ami innen 170 km-re helyezkedik el [12].



8. ábra: A Kolai Atomerőmű I. és II. kiépítésének elhelyezkedése

Mivel a Kola-félsziget Oroszország észak-nyugati „sarkában” helyezkedik el, a félsziget kevésbé hurkoltan kapcsolódik az országos villamosenergia-hálózathoz, ezért a félsziget energiarendszere legfeljebb 800 MW teljesítményű blokk befogadására alkalmas (8. ábra). E feltétel miatt született a döntés közepes teljesítményű atomerőművi blokkok létesítésére a következő ütemezéssel [4]:

- 2025: A Főkonstruktor műszaki-tudományos tanácsának döntése a Kola-II. Atomerőmű jellemzőinek kiválasztásáról,
- 2026: telephely-engedély, a reaktorberendezés műszaki terve,
- 2027: tervezési dokumentáció, komplex mérnöki felmérések,
- 2028: a tervezési dokumentáció állami szakértői vizsgálata, létesítési engedély az 1. és 2. Kola-II Atomerőmű blokk építésére,
- 2030: első betonöntés az 1. bloknál,
- 2032: első betonöntés az 2. bloknál,
- 2035: az első blokk indítása.

Az 1. és 2. blokk 2033-2034-re tervezett leállítására számos kompromisszumos megoldást tett szükségessé a VVER-S-600 blokk perspektivikus tervéhez képest, amelyek közül a legfontosabb a kizorító elemek nélküli TVS-M+ üzemanyag-kazetták alkalmazása a távlati TVS-S helyett, és az üzemidő első szakaszára urán üzemanyag engedélyeztetése a távlati urán-plutónium üzemanyag helyett. Egyes publikációk további két VVER-S-600 blokk építését is feltételezik ezen a telephelyen.

Érdekes, hogy bár az 1-4. blokkot az Imandra tó vizével hűtik, az 5. és 6. blokk hűtését jelenleg hűtőtornyokkal tervezik. Ugyanis az Orosz Föderáció Vízügyi Törvénye szerint „közvetlen vízkivételű vízellátó rendszerek tervezése nem megengedett”. A Rosatom lobbizik a törvény szigorának olyan enyhítéséért, ami megengedné a frissvizet hűtés kialakítását az Imandra tóból, és mintegy 10%-os

megtakarítást tenne lehetővé az erőmű beruházási költségéből.

Közepes teljesítményű atomerőmű beruházásának gazdaságossága

Általánosan ismert, hogy az atomerőművi blokkok fajlagos beruházási költsége a teljesítmény növelésével csökken. Felmerül tehát a kérdés, hogy megéri-e VVER-S-600-as blokkot építeni a VVER-1200-hoz, vagy VVER-TOI-hoz viszonyítva. A közepes és nagy teljesítményű blokk típus egymáshoz viszonyított költségeiről a következő információk láttak napvilágot:

- A Főkonstruktor egy 2017. évi közleménye [5] szerint a VVER-600-S szériabloknál a beruházási költség-megtakarítás 27% a VVER TOI-hoz képest, ami fajlagos beruházási költségben kb. 50%-kal rosszabb értéket jelent.
- A Főkonstruktor egy 2010. évi közleménye [10] szerint a VVER-600 üzemeltetési és karbantartási költségeiben 20-25%-os előny várható a VVER-1200-hoz képest.

A VVER-S-600 bloknál előnyt jelent a kisebb átmérőjű és magasságú konténment alkalmazása, továbbá az olvadékcsapda elhagyása, viszont hátrányos a mérethatásból adódó különbségi faktor sok tételnél (pl. reaktor, blokkvezénylő).

VVER-S-600 blokk beruházási költségére két nyilvános adat volt elérhető. Vaszilij V. Omelcsuk, a Kolai Atomerőmű igazgatójának 2025. decemberben adott nyilatkozata szerint a két VVER-S-600 blokk becsült beruházási költsége 800 milliárd rubel (akkori árfolyamon kb. 10,4 Mrd USD). Dmitrij Demesin, a Habarovszki körzet kormányzója ugyancsak 2025. decemberben azt nyilatkozta, hogy a körzetébe tervezett egy VVER-S-600 blokk beruházási költsége legalább 250 milliárd rubel (3,25 Mrd USD) lesz. (Bár a harmadik szériablokk létesítése valószínűleg olcsóbb, mint a maguk nemében első blokkoké Kolán, de ekkora költségszökkenés a sorrendben harmadik bloknál valószínűtlennek tűnik.)

Oroszországi VVER-1200-as blokk beruházási költségére publikus adat nem áll rendelkezésre, de van elérhető adat Magyarországon és Egyiptomban épülő VVER-1200-as blokkokra vonatkozóan. A VVER-S-600 és VVER-1200-as blokkok fent említett beruházási költségadatait a 4. táblázat tartalmazza.

Az összehasonlítást nehezíti, hogy az adatok különböző pénznemekben állnak rendelkezésre, és a rubel 2025-ben például 44%-ot erősödött az US dollárhoz képest. Emellett a beruházási költséget nyilván befolyásolja az adott ország nukleáris szabályozási, gazdasági és társadalmi környezete. Valószínűleg ezek a hatások összemérhetők a VVER-S-600 és VVER-1200-as blokkok technológiai különbségeiből eredő hatásokkal, így a 4. táblázat adatai nem igazolják egyértelműen a tankönyvi tételt, hogy a fajlagos beruházási költség a teljesítmény növelésével csökken. A VVER-S-600 blokkok Oroszországban kijelölt potenciális telephelyei arra utalnak, hogy a közepes teljesítményű atomerőművi blokkok építésének fő indoka a villamoshálózati korlátokkal rendelkező, távoli gazdasági körzetek energiaellátásának

biztosítása, ami prioritás a fajlagos beruházási költségekben valószínűleg megjelenő hátránnyal szemben.

Magyarország szempontjából 2008 körül lett volna kedvező, ha 600 MW-os VVER blokk beruházását is lehetett volna mérlegelni a VVER-1200-as blokk mellett, de ma a VVER-S-600 számunkra már nem létesítési opció, inkább csak szakmai érdekesség.

Erőmű	Beruházási költség	Forrás /megjegyzés	Fajlagos beruházási költség
2x VVER-S-600, Kola II	800 Mrd RUB (10,4 Mrd USD)	2025.12.25. TASS/Reddit (Forrás: V. Omelcsuk nyilatkozata) 2025-ben a Rubel 44%-ot erősödött az USD-hez képest	8,7 Mrd USD/GW
1x VVER-S-600, Habarovszki körzet	minimum 250 Mrd RUB (3,25 Mrd USD)	2025.12.24. TASS (Forrás: D. Demesin nyilatkozata)	5,4 Mrd USD/GW (minimum)
2x VVER-1200, Paks-II	12,5 Mrd EUR	Forrás: 2015. évi szerződés (azóta módosult, az új ár nem közismert)	5,2 Mrd EUR/GW (?)
4x VVER-1200 El-Dabaa, Egyiptom		Forrás: Kommersant 2022.01.19.	6,25 Mrd USD/GW

4. táblázat: VVER-S-600 és VVER-1200-as blokkok beruházási költsége

Összefoglalás

A VVER reaktoroknál a spektrális szabályozás bevezetése komoly technológiai váltás, amelynek minden részlete ma még nincs kidolgozva. Az új koncepció fő előnye a természetes urán takarékos felhasználása mellett a bóros szabályozás visszaszorítása, ami a folyékony radioaktív hulladék mennyiségének csökkentését eredményezi.

Elsőként a közepes teljesítményű VVER-S-600 típus valósul meg, amelyhez a jó gyártási és üzemeltetési referenciával rendelkező VVER-1200 főberendezéseit alkalmazzák, kéthurkos kialakítással. A Kolai Atomerőműben létesülő VVER-S-600 prototípus blokk a tervezett 2035. évi üzembe helyezés okozta időkénsyszer miatt kompromisszumos, átmeneti megoldásokkal valósulhat meg, de megalapozza a közepes teljesítményű blokkok későbbi, szériászerű létesítésének lehetőségét.

A VVER-S-600 blokkok beruházásának gazdaságossága a VVER-1200-hoz és a VVER-TOI-hoz viszonyítva publikus adatok hiányában nehezen megítélhető, építésük fő indoka a villamoshálózati korlátokkal rendelkező, távoli gazdasági körzetek energiaellátásának biztosítása lehet. A VVER-S-600 blokkok létesítési és működési tapasztalatai hasznosak lesznek a VVER-S-1200 jövőbeni fejlesztéséhez.

Irodalomjegyzék

- [1] Géczy Gábor, Dr. Hugyecz Attila: A VVER reaktorcsalád fejlődése, Paks II. Zrt., 2020. szeptember
<https://www.paks2.hu/documents/20124/286244/Elemző%20perc%20047.%20rész%20-%202020.%2009.%2021.%20-%20VVER-technológia%20fejlődése.pdf/ad412528-7f1f-b936-22e4-309f5036b950>
- [2] Uvarov A.: Continuing Innovation: The Second Century of Russia's VVER Nuclear Technology, Power, 2025. október
<https://www.powermag.com/continuing-innovation-the-second-century-of-russias-vver-nuclear-technology/>
- [3] Szabó András, Maráczy Csaba, Hegyi György, Pataki István: A Szuper-VVER reaktorokról, MTA EK, Nukleon, 2017. május
- [4] Мохов В.А.: Проект 2-х блочной Кольской АЭС-2 с „спектральными” реакторами ВВЭР-С, Росэнергоатом, ROSATOM, 2024. szeptember <https://www.youtube.com/watch?v=dfTJuPcPjvE>
- [5] Вахрушин В. М.: Реакторная установка средней мощности ВВЭР-600, GIDROPRESS, 2017. június. <http://sng-atom.com/files/news/files/109/582/fd57aee6080b8431f67e66b0d576047b.pdf>
- [6] Осипов А. М.: Разработка активной зоны РУ ВВЭР-С средней мощности для энергоблоков 1 и 2 Кольской АЭС-2, Kurcsatov Intézet, 2023. szeptember <https://nsrus.ru/files/ppt/20230915/Osipov.pdf>
- [7] Теплов П.С.: Топливные циклы реакторов ВВЭР-С со спектральным регулированием реактивности, Kurcsatov Intézet, 2024. szeptember https://video.search.yahoo.com/search/video?fr=mcafee_uninternational&p=ВВЭР-С&type=E211HU885G0#id=1&vid=b4371cb8de1b456d5a6023677e00e8d6&action=click
- [8] Пантюшин С. И.: Разработка системы удержания расплава и охлаждения корпуса для проектов ВВЭР-С-600 и ВВЭР-600 на стадии эскизного проектирования, GIDROPRESS, 2024. szeptember
- [9] Considerations concerning the strategy of corium retention in the reactor vessel, IRSN, 2015. július. https://research-assessment.asnr.fr/sites/en/files/2023-12/IRSN_Considerations-strategy-corium-retention_07-2015.pdf
- [10] Рыжов С.Б.: Эволюционное и инновационное развитие реакторных установок водо-водяного типа, GIDROPRESS, Atomexpro, 2010
- [11] РОСАТОМ построит четыре инновационных 600-мегаваттных энергоблока ВВЭР-С на Кольской АЭС-2, Атомная энергия 2.0, 2025. június <https://www.atomic-energy.ru/news/2025/07/02/157237>
- [12] Омельчук В.В.: Кольская АЭС, как основа энергетики региона: настоящее и перспективы, Кольская АЭС, 2016. május https://web.archive.org/web/20190414195621/https://www.osatom.ru/mediafiles/u/files/IX_reg_forum_2016/4._OmelchukVV_Forum_dialog120516.pdf

Onagawa vs. Fukushima, avagy az aktív biztonsági kultúra fontossága

Hegyi György¹, Temesvári Emese²

¹ AEMI

1121. Budapest, Konkoly-Thege M. út 29-33.

² HUN-REN EK, AEKI

1121. Budapest, Konkoly-Thege M. út 29-33.

A fukushimai és az onagawai telephelyek közötti különbség jól mutatja, milyen döntő szerepe van az aktív biztonsági kultúrának az atomerőművek üzemeltetésében. Fukushima alulbecsülte a külső veszélyeket, a szervezet reaktív, hierarchikus működése pedig késleltette a beavatkozást. Ezzel szemben Onagawa előrelátó, „legrosszabb esetre” tervező mérnöki szemlélettel és folyamatos kockázatfigyeléssel készült, így a 2011-es cunamit is biztonságosan átvészelte. A két telephely tapasztalata egyértelművé tette, hogy a nukleáris biztonság nem statikus állapot: csak a proaktív, tanuló és önjavító biztonsági kultúra képes megelőzni a súlyos baleseteket.

Bevezetés

Amint a 2011-es Tōhoku-földrengés keltette cunami elérte Onagawa japán halászfalut, helybeli lakosok százai menekültek az általuk ismert legbiztonságosabb helyre: a helyi atomerőműbe. Több mint két héttel később még mindig 240 ember élt ott: tévét néztek, labdázta a gyerekeikkel a három atomreaktor melletti épületben [1]. Ez éles ellentétben állt a 75 mérföldre délre található sérült Fukushimai erőművel, ahol a radioaktív kibocsátás miatt evakuálni kellett a helyi lakosokat.

Az Onagawa Atomerőmű közelebb volt az epicentrumhoz, mint a Fukushima Daiichi Atomerőmű. Mivel a földrengés és a cunami intenzitása növekszik az epicentrumhoz közeledve, a természeti katasztrófa az Onagawa Atomerőművet súlyosabban kellett volna érintse. Az Onagawa Atomerőműnél mért szökőár magasabb is volt (14,3 m), mint a Fukushima Daiichi Atomerőműnél (13,1 m) a Japán Meteorológiai Ügynökség szerint.

A TEPCO (Fukushima üzemeltetője) azt állítja, hogy a vészhelyzeti műszaki védelmi eszközök elvesztésének oka a cunami volt. A szökőár azonban nem okolható teljes mértékben az összeomlásért, ha az Onagawa Atomerőműnek nagyobb erejű hatást sikerült túlélnie. A mérések szerint a földrengés szeizmikus intenzitása a két atomerőműben elhanyagolható mértékben különbözött, azaz ez sem magyarázza a változó áramú tápegységek teljes elvesztését. Valamint mindkét telepen forraló vizes blokkok (BWR) működtek, melyeknek életkora és típusa is azonos volt.

Akkor mi okozhatta a jelentős különbséget a két erőmű által elszenvedett katasztrófában? A következőkben ezt a kérdést járjuk körül.

Mi is a cunami?

A cunami olyan nagy hullámhosszú és energiájú vízmozgás [2-6], amelyet tipikusan nagyméretű tengerfenék-deformáció vált ki. A 2011-es Tōhoku-földrengés is ilyen mechanizmus révén hozott létre extrém méretű hullámokat.

A cunami keletkezése – tengerfenék deformációja

A cunami elsődleges forrása a tengerfenék hirtelen bekövetkező vertikális elmozdulása, amelyet leggyakrabban:

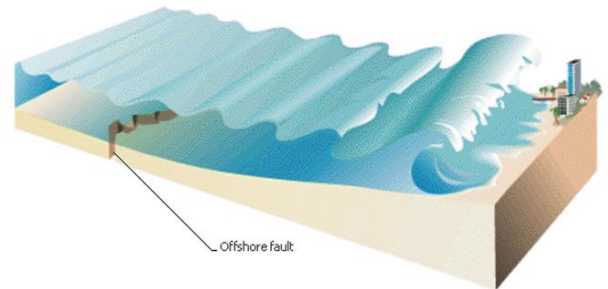
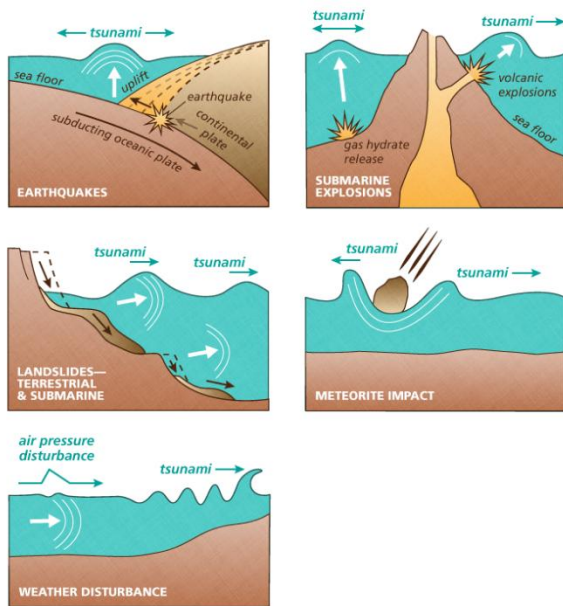
- nagy magnitúdójú alábukásos (szubdukciós) földrengés,
- víz alatti földcsuszamlás,
- vulkáni kitörés,
- vagy ritkábban meteor-becsapódás okoz.

A Tōhoku-földrengés esetében a Csendes-óceáni-lemez 20–40 méteres függőleges elmozdulása történt a Japán-árok mentén. Ez a deformáció nagy víztömeget emelt meg, amely gravitációs visszarendeződés során hullámként terjedt szét. A cunami fizikai jellemzői mély vízben:

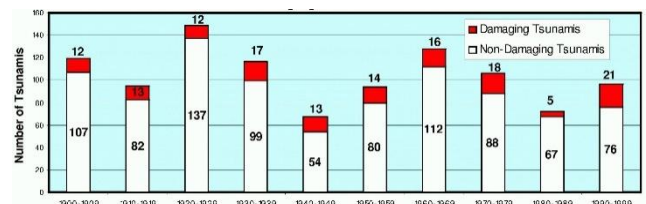
- hullámhossz: 100–200 km,
- hullámsebesség: $c = \sqrt{gh}$ (mélyvízi közelítésben, sekély vízben a fázissebesség változik), ahol c a fázissebesség, g a gravitációs gyorsulás, h a vízmélység. Így 4000–5000 m mélységben 700–800 km/h,
- hullámmagasság: nyílt tengeren csak párszor tíz centiméter, ezért nehezen észlelhető.

A cunami valójában nem a hullámmagasság, hanem a hatalmas hullámhossz és energia miatt veszélyes.

TSUNAMI GENERATION SOURCES



2. ábra: A hullám növekedése a part közelében. [2]



3. ábra: Cunami előfordulások [2]

1. ábra: Cunitit okozó források. Credit: Washington Geological Survey, Department of Natural Resources partially modified from a diagram by Adam Switzer [4]

A hullámok átalakulása a part közelében

Ahogy a cunami sekélyebb vizekbe ér, a hullámdinamika drámaian megváltozik. A jelenség kulcsa a mélység csökkenése, amely több egymással összefüggő folyamatot indít el.

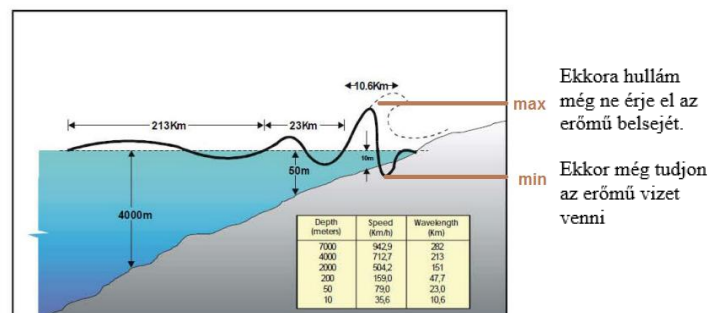
- Hullámsebesség csökkenése: A vízmélység csökkenésével a hullámsebesség is csökken, ami a hullám összetorlódását okozza.
- Hullámhossz rövidülése: A lassuló hullám mögött érkező víztömeg „ráfut” az előre haladó részre, így a hullámhossz csökken, a hullámenergia pedig függőleges irányba koncentrálódik.
- Hullámmagasság növekedése (shoaling): A shoaling-hatás miatt a hullámmagasság többszörösére nőhet. A Tōhoku-cunami esetében:
 - nyílt tengeren: ~0,5–1 m,
 - part közelében: 10–40 m is lehetett egyes helyeken. Ez vezet a run-up jelenséghoz, amikor a hullám akár 10–30 m magasra is felcsap. Ez a jelenség okozta, hogy a Fukushima Daiichi telephelyen a 13 m-es hullám 5,5 m-es elárasztási mélységet eredményezett.
- A hullám törése és a bore-hatás: A partközeli sekély vízben a hullám:
 - instabillá válik,
 - „feláll”,
 - majd bore-hullámként (függőleges falhoz hasonló víztömeg) zúdul a partra. Ez a típusú hullám rendkívül romboló, mivel:
 - ✓ nagy víztömeget mozgat,
 - ✓ nagy sebességgel érkezik,
 - ✓ és hosszú ideig tartó beáramlást okoz.

A cunami hatása a part menti infrastruktúrára

A partközeli átalakulások miatt a cunami:

- nagy dinamikus nyomást fejt ki épületekre,
- elárasztja a mélyen fekvő területeket,
- képes berendezéseket, járműveket, tartályokat elsodorni,
- és a visszahúzódó víz további károkat okoz.

Atomerőművek tervezési kritériumai [7] cunami esetére látható a 4 ábrán:



4. ábra: A vízmélység hatása a hullám hosszára és sebességére. [2]

A Tōhoku-földrendés — más néven a Nagy Kelet-Japán Földrendés — 2011. március 11-én 14:46-kor következett be Japán csendes-óceáni partjai előtt. A Tōhoku-földrendés volt a legerősebb, műszerekkel valaha mért földrendés Japánban, és a negyedik legnagyobb a világon. A rendés magnitúdója elérte a 9,0 MW értéket, és rendkívül erős talajmozgást okozott, amely meghaladta az 1 g gyorsulást; helyenként 3 g nagyságú gyorsulásokat is regisztráltak. A földrendést követően egy hatalmas cunami keletkezett, amelynek magnitúdója (Mt) 9,1 volt. Ez a cunami mintegy 2000 km hosszú partszakaszt érintett, és több mint 400 km² területet árasztott el.

Atomerőművek a Tōhoku-földrengés közelében

2011. március 11-én öt japán atomerőművet érintett közvetlenül a Tōhoku-földrengés és az azt követő cunami [8]. Ezek az erőművek Japán északkeleti partvidékén helyezkednek el. A telephelyeken összesen 15 reaktor található. A földrengés bekövetkezésekor 11 reaktor üzemelt, négy pedig karbantartás miatt le volt állítva. Az atomerőművek elhelyezkedése látható a 5. ábrán, az 1.-2. táblázatok mutatják az erőművek távolságát a földrengés epicentrumától és főbb jellemzőiket.



5. ábra: Japán Tōhoku régiójának térképe. Csillag jelöli a Nagy Kelet-Japán Földrengés hipocentrumát és a fejezetben tárgyalt 5 erőmű helyzetét [8]

Atomerőmű	Távolság a földrengés epicentrumától (km)	Reaktorok száma az erőműben
Higashidori	300	1
Onagawa	80	3
Fukushima Daiichi	150	6
Fukushima Daini	160	4
Tokai Daini	260	1

1. táblázat: Japán erőművek listája, amelyekre hatást gyakorolt a Nagy Kelet-Japán Földrengés és Cunami [8]

Atomerőmű	Becsült cunami-magasság (m)	Erőmű főmagasság (m)	Partfal- (betörő víz) magasság (m)	Dízel-generátorok magassága (m)	Hűtővíz-szivattyúk magassága (m)
Onagawa	13	14.8	14	14.8	14.8
Fukushima Daiichi	13	10 - 13	4 - 5.5	2	4
Fukushima Daini	9	12	4	3	4
Tokai Daini	5.4	8	6.1	8	

2. táblázat: A szökőár magasságának összehasonlítása a négy atomerőmű telephelyének magasságával [8]

Megjegyzés: A magasságok az Onahama Peil-hez (Onahama Port Construction Standard Surface) mérték (rövidítve OP) az Onagawa és Fukushima Daiichi és Daini erőművek esetében és az átlagos tengerszinthez képest a Tokai Daini esetén. A magasságokat nem korrigálták a koszeizmikus talajsüllyedés miatt.

Fukushimai Atomerőmű

A Fukushima Daiichi Atomerőmű (üzemeltető TEPCO) Fukushima prefektúra kelet-középső részén található (lásd 5. és 6. ábrák).

A telephely hat reaktora a földrengés idején az alábbi üzemi állapotban volt [8]:

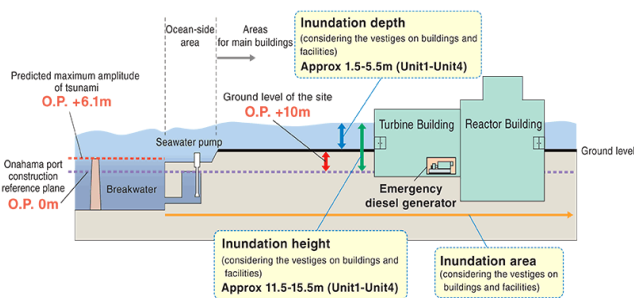
- az 1., a 2. és a 3. blokk engedélyezett teljesítményszinten üzemelt.
- A 4. blokk leállított állapotban volt a reaktortartály belső hengerének (core shroud) cseréje miatt. A 4. blokk teljes üzemanyagkészletét a reaktorépület kiégett fűtőelemek medencéjébe helyezték át.
- Az 5. és a 6. blokk karbantartási és ellenőrzési leállásban volt. Az üzemanyag a reaktortartályokban maradt, és a reaktorok aktív hűtés alatt álltak. Az 5. blokk konténmentje nyitott állapotban volt, és a primer kör nyomáspróbája zajlott.

A földrengés bekövetkezésekor az 1., a 2. és a 3. blokk automatikusan leállt. A földrengés következtében a telephely minden külső váltakozó áramú betáplálást elveszített, azonban a vészhelyzeti dízelgenerátorok automatikusan elindultak, és biztosították a szükséges tartalék villamos energiát.



6. ábra: Légi felvétel a Fukushima Daiichi Atomerőműről a 2011. március 11-i Nagy Kelet-Japán Földrengés és Szökőár előtt. A reaktorblokkok helyét számok jelzik (azaz 1-6. blokkok). A turbinaépületek, a partfal és a közös kiégett fűtőelem-tároló (medence és száraz) elhelyezkedése is feltüntetésre kerül. [8]

A fő cunamihullám — amelynek magasságát 13 méterre becsülték (6., 7. és 8. ábrák) — elárasztotta az 1-4. blokkok környezetét, helyenként akár 5,5 méteres vízmélységet okozva. A beáramló víz a reaktor- és turbinacsarnokok pincéibe több ponton keresztül jutott be: épületbejáratokon, a dízelgenerátorok levegőbeömlő rácsain, berendezés-nyílásokon, valamint kábel- és csőátöréseken át.



7. ábra: A szökőár és az elárasztás mértéke a Fukushima Daiichi Erőműben [8]

A beömlő víz szivattyúkat, villamos elosztóberendezéseket, tartalék akkumulátorokat és dízelgenerátorokat rongált meg, ami így a telephely villamosenergia-ellátásának döntő részét, valamint a végső hőelnyelőt is elveszítette.



8. ábra: A fénykép 2011. március 11-én készült, és északi irányba tekint a Fukushima Daiichi Atomerőmű felé. A felvételen látható, amint a cunamihullám eléri az erőmű tenger felőli oldalát. A kép előterében szintén megfigyelhető az elárasztás.

Forrás: TEPCO (http://photo.tepco.co.jp/library/110409/110409_1f_tsunami_1f.jpg)

Megjegyzés: A „végső hőelnyelő” fogalmát az amerikai nukleáris hatóság, — U.S. NRC — a Regulatory Guide 1.27-ben definiálta: olyan vízforrások és kapcsolódó létesítmények együttese, amelyek az atomerőmű hűtőrendszere számára biztosítják a hőelvezetést. A Fukushima Daiichi telephely végső hőelnyelője a Csendes-óceán.

A teljes feszültségvesztést követő 72 órában az 1., a 2. és a 3. blokk aktív zónája — hűtés hiányában — megolvadt, amely során hidrogén és radioaktív anyagok szabadultak fel. A hidrogén felgyülemzése robbanásokat okozott az 1., a 3. és a 4. blokk reaktorépületeiben, súlyos szerkezeti károkat eredményezve (9. és 10. ábrák).



9. ábra: Fénykép a Fukushima Daiichi Atomerőmű területén kialakult elárasztásról, a Radioaktív Hulladék Kezelő Létesítmény (Radiation Waste Treatment Facility) északi oldalán, 2011. március 11-én. A méretarányt a fémajtónak támaszkodó jármű hátulja szemlélteti.

Forrás: TEPCO (http://photo.tepco.co.jp/library/110519_2/110519_1_4.jpg).

A 6. blokkon egy léghűtésű vészhelyzeti dízelgenerátor és annak villamos elosztóberendezése nem sérült meg a cunami okozta elárasztás során. Ezt a dízelgenerátort használták az 5. és 6. blokk tápellátására, amelyeket így március 20-án sikerült hideg leállított állapotba hozni.

A külső váltakozó áramú betáplálás helyreállítására irányuló munkálatok közvetlenül a földrengés után megkezdődtek. A földrengés és a cunami által okozott kiterjedt károk miatt az első külső betáplálást azonban csak március 18-án sikerült visszakapcsolni a telephelyre.



10. ábra: 2011. március 21-én készült fénykép a súlyosan megromgálódott 3. (középen) és 4. (jobbra) blokk reaktorépületeiről. A 2. blokk a kép bal szélén látható.

Forrás: TEPCO (<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2011/201103-e/110321-01e.html>)

Aunami által okozott károk az Onagawa telephelyen lényegesen kisebbek voltak, mint a Fukushima Daiichi erőműben bekövetkezett pusztítás.



13. ábra: Felborult nehézolaj-tartály [9]

Forrás: Tohoku-Electric Power Co., Inc. (az erőmű 2011. júniusi keltésű levele)

Kiemelendő, hogy az Onagawa Atomerőműben tapasztalt minimális szeizmikus károsodás a tervezés, építés és üzemeltetés teljes életciklusán át végrehajtott folyamatos szeizmikus fejlesztéseknek köszönhető. Az üzemeltetés során fennálló biztonsági kultúra szintén hozzájárult a rendszerek folyamatos karbantartásához és korszerűsítéséhez.

Az Onagawa Atomerőmű csekély károsodása Hirai Yanosukénak köszönhető. Hirai az 1960–70-es években, az Onagawa Atomerőmű tervezésekor nem fogadta el a hivatalos cunami-becsléseket, mert túl alacsonynak tartotta őket. A korabeli japán ipar és szabályozás szerint elegendő lett volna egy 9 m-es védelmi szint. Hirai azonban:

- 14,8 méteres telephelyi magasságot követelt,
- megerősített tengerfalakat,
- magasabbra helyezett biztonsági rendszereket,
- és redundáns hűtővíz ellátást írt elő.

A döntéseit sokan túlzónak, „irracionálisan óvatosnak” tartották – innen ered a róla szóló nemzetközi cikkekben használt kifejezés: „heroism of unreasonableness” (az „irracionalitás hősiessége”). Bár életében nem kapott széles körű nemzetközi figyelmet, a 2011-es események után a szakma világszerte elismerte:

- a telephelybiztonság fontosságát,
- a determinisztikus legrosszabb eset („worst-case”) megközelítés szükségességét,
- és azt, hogy a mérnöki óvatosság gyakran életet ment.

Ezenkívül Hirai korszerű biztonsági kultúrát valósított meg az erőműben. Költséges, de fontos szeizmikus és szökőár-korszerűsítéseket hajtottak végre, kiképezték a személyzetet a teljes feszültségvesztés (Station Blackout, SBO) vészhelyzeti eljárásaira. Elvárásait később is követték.

Aktív biztonsági kultúra

Az USA nukleáris hatóságának (Nuclear Regulatory Commission, NRC) elnöke, Dr. Allison M. Macfarlane szerint: Fukushima Daiichi Atomerőműben nem természeti katasztrófa történt, hanem emberi hibák sorozata. A fejlett országok számára hangsúlyozottan fontos a biztonsági kultúra, amire figyelni kell, és a szabályait be kell tartani. Ez egy „Made in Japan” jellegű katasztrófa volt: a japán nukleáris iparnak „sikerkült” a Three Mile Island és Csernobil tanulságait figyelmen kívül hagyni.

Az atomerőművi biztonság alapelve [12–14], hogy a technológiát olyan ritka, rendkívül kis valószínűségű eseményekre is fel kell készíteni, amelyek bekövetkezése statisztikailag elhanyagolható, következményeik azonban potenciálisan katasztrofálisak. A nukleáris biztonság lényege tehát nem (csak) a következmények mérséklése, hanem a balesetek bekövetkezési valószínűségének drasztikus csökkentése. A fukushimai baleset ismételtén rávilágított arra, hogy a tervezés során a legvalószínűtlenebb külső veszélyeket – például extrém földrengéseket, cunamit, meteorológiai szélsőségeket – is figyelembe kell venni, és fel kell készülni az ezekből eredő súlyos balesetek kezelésére is.

A biztonságra való tervezés a telephelyi veszélyek, a technológiai meghibásodások és a belső veszélyek (tűz, elárasztás) együttes figyelembevételével történik. Mindez elkerülhetetlenül növeli a beruházási költségeket, ugyanakkor a nukleáris technológia gazdaságos működésének feltétele, hogy a biztonsági követelmények és a műszaki megoldások egyensúlyban legyenek. Jelenleg a Paksi Atomerőműre vonatkozó tervezési alapot olyan külső veszélyek adják, amelyek éves gyakorisága legfeljebb 10^{-4} , míg emberi eredetű veszélyek esetén 10^{-7} .

A nukleáris biztonság alapja a mélységi védelem elve, amely több, egymástól független és egymást kiegészítő védelmi szintet foglal magában. A fukushimai baleset nyomán különösen felértékelődött az ötödik szint, vagyis a súlyos balesetek kezelésére való felkészülés. Bár a súlyos balesetek valószínűsége extrém kicsi, teljes bizonyossággal nem zárhatók ki, ezért a kezelési stratégiákat, a szükséges eszközöket és a független energia- és hűtővízellátást előre biztosítani kell. Magyarországon a Paksi Atomerőműben a súlyosbaleset-kezelés (SBK) már az ezredforduló óta kiemelt feladat, így a 2006-ban kialakított súlyosbaleset-kezelési stratégia alapján 2011-ben az 1. blokkon elkészültek az SBK átalakítások (SBK dízelek, reaktortartály külső hűtés, dedikált súlyos baleseti mérőrendszer, súlyos baleseti rekombinátorok, stb.). A fukushimai baleset hatására a súlyos baleseti rekombinátorok telepítése 2011 végére minden blokkon megtörtént. Ennek köszönhetően a létesítmény sikeresen teljesítette az EU Célzott Biztonsági Felülvizsgálatát és az üzemidő-hosszabbítás biztonsági követelményeit.

A fukushimai baleset egyik tanulsága, hogy a tervezés mindig az adott kor ismereteire épül, ezért a biztonságot folyamatosan fejleszteni kell. A nukleáris létesítmények működése szigorú hatósági engedélyezéshez és folyamatos felügyelethez kötött. A biztonság rendszeres értékelésének talán legfontosabb eszköze az időszakos biztonsági felülvizsgálat (IBF), amely Magyarországon tízévente kötelező. Az IBF célja annak igazolása, hogy az erőmű aktuális állapota megfelel az aktuális magyar Nukleáris Biztonsági

Szabályzatokban (NBSZ) foglaltaknak és ez a megfelelés várhatóan a következő 10 évre is igaz marad. Az egyes nemzeti szabályzatoknak általában meg kell felelniük az aktuális NAÜ előírásoknak. Európában a nemzeti nukleáris hatóságokat tömörítő WENRA gondoskodik arról, hogy a NAÜ előírások változásai WENRA ajánlások formájában eljussanak a nemzeti hatóságokhoz. Magyarországon ezen ajánlások alapján az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) módosítja az NBSZ-t és az ennek való megfelelést igazolja a Paksi Atomerőmű az IBF során. Így biztosított, hogy a Paksi Atomerőmű megfelel, vagy szabott határidőn belül meg fog felelni az aktuális nemzetközi biztonsági követelményeknek. A nemzeti hatóság (OAH) a jelentős projektek (ld. első üzemidő-hosszabbítás) feltételeként előírhat olyan biztonság-növelő intézkedéseket, mint pl. a SBK stratégia kidolgozása és az átalakítások megvalósulása, aminek a teljesülését aztán a következő IBF során is vizsgálja.

Japánban a fukushimai baleset előtt nem volt kötelező az IBF, és bár vizsgálták a cunami- és földrengésbiztonságot, a szabályozás nem volt kellően szigorú. A hidrogénrobbanások egyik oka az volt, hogy nem alkalmazták a konténment-lefűtést nemzetközi tapasztalatokon alapuló korszerűsítéseit. A japán hatóságok és az ipar a súlyos baleseteket gyakorlatilag kizártak tekintették, ami hozzájárult a tragédia súlyosságához.

A legfontosabb tanulság: a súlyos balesetek valószínűségét minimalizálni kell, de a kezelésükre való felkészülés elengedhetetlen, és a biztonságot a technika mindenkorai szintjén folyamatosan növelni kell.

Az „aktív biztonsági kultúra” a nukleáris iparban az a szervezeti működés, amelyben a biztonság nem csupán szabályok és eljárások betartását jelenti, hanem proaktív, kezdeményező, önreflektív és folyamatosan fejlődő magatartást is magában foglal. A fogalom szorosan kapcsolódik a NAÜ által meghatározott biztonsági kultúra modelljéhez, de annál tovább megy: nem csak a biztonság fenntartását, hanem annak aktív fejlesztését tekinti alapvető feladatnak.

1. A biztonsági kultúra alapjai

A NAÜ meghatározása szerint a biztonsági kultúra „az egyének és szervezetek jellemzői és attitűdjei, amelyek elsőbbséget biztosítanak a nukleáris biztonság” [15]. Az aktív biztonsági kultúra ezt a definíciót kiterjeszti: a biztonság nemcsak prioritás, hanem folyamatosan fejlesztendő érték, amelyhez minden szervezeti szinten hozzájárulnak.

2. A reaktív és az aktív biztonsági kultúra különbsége

A reaktív biztonsági kultúra:

- események után reagál,
- a szabályok betartására fókuszál,
- a hibákat egyéni mulasztásként kezeli.

Ehhez képest az aktív biztonsági kultúra:

- előre azonosítja a kockázatokat,
- folyamatosan figyeli a gyenge jeleket (weak signals),
- a hibákat tanulási lehetőségeknek tekinti,
- ösztönzi a beavatkozást, ha valami „nem tűnik helyesnek”,
- támogatja a nyílt kommunikációt és a visszajelzést.

Ez a megközelítés összhangban van a nagy megbízhatóságú szervezetek (High Reliability Organizations, HRO) működésével.

3. Az aktív biztonsági kultúra kulcselemei

A szakirodalom alapján [16-18] az aktív biztonsági kultúra fő jellemzői:

a) Proaktív kockázatkezelés

A szervezet nem várja meg, hogy egy probléma bekövetkezzen, hanem:

- trendeket elemez,
- előrejelzéseket készít,
- stressztesztet végez,
- feltárja a „mi lenne, ha” típusú forgatókönyveket.

b) Nyílt kommunikáció és hibajelentés

A hibák bejelentése nem büntetést, hanem tanulást eredményez. A szervezet támogatja a „just culture” elvet.

c) Folyamatos tanulás

Az aktív biztonsági kultúra része:

- a nemzetközi tapasztalatok beépítése,
- a jó gyakorlatok átvétele [17],
- a rendszeres képzés és gyakorlatok.

d) Vezetői elkötelezettség

A vezetők példamutatása nélkül nincs aktív biztonsági kultúra. A vezetés feladata:

- a biztonság elsődlegességének demonstrálása,
- a megfelelő erőforrások biztosítása,
- a biztonsági kérdésekben való személyes részvétel.

e) Szervezeti rugalmasság

A szervezet képes gyorsan alkalmazkodni váratlan helyzetekhez, és nem ragaszkodik mereven a rutinokhoz, ha azok veszélyt jelentenek.

4. Fukushimai tanulságok az aktív biztonsági kultúra szempontjából

A [19] és a [16] jelentések egyaránt megállapították, hogy a TEPCO és a japán szabályozó hatóság nem rendelkezett aktív biztonsági kultúrával. A problémák:

- a súlyos baleseteket kizártak tekintették,
- a külső veszélyek (cunami) alulbecsültek voltak,
- a szervezeti hierarchia akadályozta a gyors döntéshozatalt,
- a hibajelentés és a transzparencia hiányos volt.

A fukushimai baleset egyik legfontosabb tanulsága éppen az, hogy a nukleáris biztonság nem lehet statikus: a biztonsági kultúrát aktívan fejleszteni kell, és a legvalószínűlegnebb eseményekre is fel kell készülni.

Japán nukleáris biztonsági intézkedései a fukushimai baleset után

A 2011-es Fukushima Daiichi baleset után Japán radikális és rendszerszintű reformokat hajtott végre a nukleáris biztonság területén. A változások nemcsak műszaki jellegűek

voltak, hanem szabályozási, szervezeti és kulturális szinten is új alapokra helyezték az iparágat. Japán a világ egyik leg-szigorúbb nukleáris biztonsági rendszerét hozta létre. A reformok során új, független hatóságot hoztak létre, radikálisan szigorították a műszaki és szervezeti követelményeket, megerősítették a telephelyi védelmet, fejlesztették a biztonsági kultúrát nemzetközi standardok alapján [16,17,20-23]. A 3. táblázat mutatja a baleset előtti és utáni japán szabályozást.

Terület	Fukushima előtt (2011 előtt)	Fukushima után (2012-)
Szabályozó hatóság	METI* alá rendelt NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency). Nem volt teljesen független, ipari érdekek befolyásolták.	NRA – Nuclear Regulation Authority , teljesen független, parlament által létrehozott szerv (2012). A világ egyik legszigorúbb hatósága.
Biztonsági filozófia	Súlyos baleseteket gyakorlatilag kizártnak tekintették. A tervezési alapot történelmi adatokra korlátozták.	Súlyos baleseteket nem lehet kizárni . Kötelező a determinista és valószínűségi megközelítés együttes alkalmazása.
Cunami- és földrengésvédelem	A telephelyek többsége alul becsült cunami-magasságra volt tervezve. A földrengésmoდეlek elavultak voltak.	Kötelező új hazard-elemzés minden telephelyen. Extrém (történelmi maximum feletti) cunami- és földrengés-szintekre kell tervezni.
Súlyosbaleset-kezelés (Severe Accident Management, SAM)	Nem volt jogszabályban kötelező. A TEPCO-nál több SAM-elem hiányzott vagy elavult volt.	Kötelező , részletesen szabályozott SAM-rendszer: hidrogén rekombinátorok, konténment-szellőztetés, alternatív vízbefecskendezés, mobil eszközpark.

*Ministry of Economy, Trade and Industry

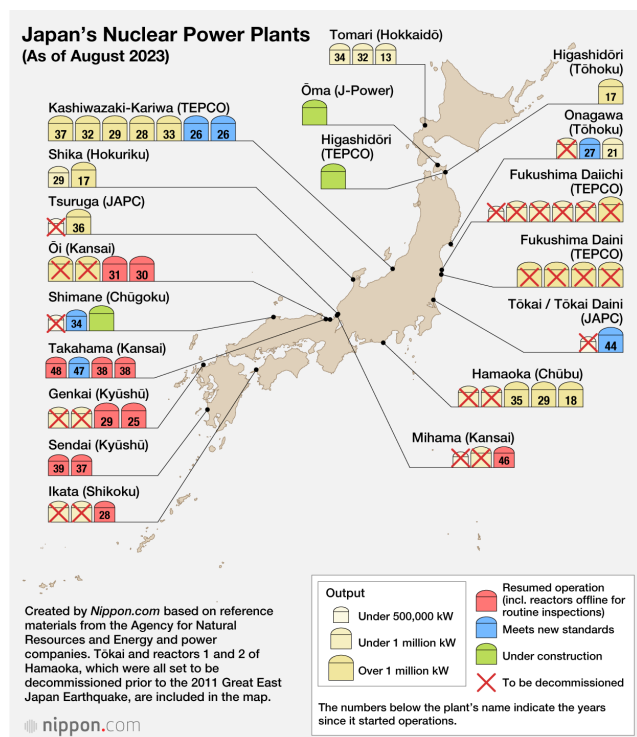
Terület	Fukushima előtt (2011 előtt)	Fukushima után (2012-)
Vészhelyzeti áramellátás	Dízeldizelgenerátorok (DG) gyakran pincében, elárastásnak kitett helyen. Nem volt független tartály.	Kötelező magasabbra helyezett , vízálló DG-k, mobil DG-k, független kábelezés, több redundáns energiaforrás.
Végso hőelnyelő (Ultimate Heat Sink, UHS)	A Csendes-óceánra támaszkodtak, alternatív UHS nem volt.	Kötelező alternatív UHS , mobil szivattyúk, független vízforrások, elárastásálló vízbevételek.
Telephelyi fizikai védelem	Tengerfalak alacsonyok voltak, vízzáró ajtók hiányoztak.	Megemelt tengerfalak, vízzáró ajtók, elárastásálló gátak, kábelalagút-védelem.
Vészhelyzeti irányítás	A vezénylőközpontok nem voltak földrengés- és cunamiállók.	Kötelező megerősített, független vészhelyzeti irányítóközpont minden telephelyen.
Biztonsági kultúra	Hierarchikus, reaktív, hibajelentéstől tartó szervezeti kultúra.	Kötelező biztonsági kultúra önértékelés , transzparencia, hibajelentési rendszer, humánfaktor-képzés.
Időszakos biztonsági felülvizsgálat (Periodical Safety Review, PSR)	Nem volt kötelező. A TEPCO több területen elmaradt a nemzetközi gyakorlattól.	Kötelező 10 évenkénti PSR , NAÜ-standardok szerint.
Nemzetközi felülvizsgálatok	Korlátozott részvétel, kevés OSART/IRRS misszió.	Rendszeres NAÜ-missziók, WANO-értékelések, nemzetközi transzparencia.
Reaktorok újraindítása	A szabályozó engedélyezte, ha a minimális követelmények teljesültek.	Újraindítás csak az új NRA-szabályok teljesítése után , telephelyenként több éves vizsgálat.

3. táblázat: Japán nukleáris szabályozása Fukushima előtt és után

Az intézményes szabályozás és érvényesítés felőleli az atomerőmű esetében a telephely kiválasztását és jellemzését, a tervezést, a létesítést, az üzemeltetést, beleértve a leszerelést és a radioaktív hulladékok biztonságos elhelyezését egyaránt. Mindez nem kell, hogy kizárja a politikai és civil szervezetek általi ellenőrzést, s feltételezi a transzpareniciát.

A 14. ábra a japán erőműveket mutatja 2023-ban [24]. A fukushimai baleset után az összes erőművet leállították, és csak teljes átvizsgálás és engedélyezés után indították el a megfelelőket.

A Fukushima Daiichi Atomerőmű összeomlását nem természeti katasztrófa okozta, hanem a TEPCO több olyan döntése, amely szerint nem volt proaktív a biztonság terén még a blokkok építésének idején. Mivel a legtöbb egyéb tényező hasonló, a Tohoku Electric általános szervezeti gyakorlata és biztonsági kultúrája mentette meg Onagawa helyzetét. Ha a biztonságot és a katasztrófaelhárítást megfelelően felismerték volna, kezelték volna és végrehajtották volna a Fukushima Daiichiben – ahogyan a Tohoku Electric vállalati biztonsági kultúrájában is történtek –, akkor a katasztrófális összeomlások talán megelőzhetőek lettek volna. [10]



14. ábra: Japán erőművek 2023 [24]

Összefoglalás

„A 2011. március 11-i földrengés és szökőár olyan nagyságú természeti katasztrófák voltak, amelyek az egész világot megrázták. Bár ezeket kataklizmikus események váltották ki, a Fukushima Daiichi Atomerőműben bekövetkezett későbbi balesetet nem lehet természeti katasztrófának tekinteni. Igenis ember okozta katasztrófa volt, ...amit meg lehetett volna, és meg is kellett volna előzni.” szövege az „Üzenet az elnöktől”, a fukushimai nukleáris baleseteket vizsgáló független vizsgálóbizottság hivatalos jelentésében [25].

A NAIIC-jelentés [21] a fukushimai balesetet japánspecialistaként írta le, mivel a japán nukleáris ipar nem tudta felhasználni a Three Mile Island és Csernobili Atomerőművekben történt balesetek tanulságait. A NAIIC elnöke, Kiyoshi Kurokawa szavaival élve: „Ez a gondolkodásmód vezetett a katasztrófához.” A biztonsági kultúra a csernobili baleset elsődleges okaként is szerepel.

Irodalomjegyzék

- [1] <https://woody.com/blog/2012/05/07/not-losing-to-the-rain/>
- [2] Jánosi Imre: A cunami, Fizikai Szemle 2006/1. B3.o.
<https://fizikaiszemle.elft.hu/archivum/fsz0601/janosi0601.html>
- [3] M.N.A. Halif and S.N. Sabki: The Physics of Tsunami: Basic understanding of the Indian Ocean disaster, American Journal of Applied Sciences 2 (8): 1188-1193, 2005, ISSN 1546-9239
- [4] NOAA – National Oceanic and Atmospheric Administration Tsunami Science and Hazard Assessment
<https://www.noaa.gov/explainers/science-behind-tsunamis>
- [5] Synolakis, C. & Kanoglu, U. (2015) The Physics of Tsunamis – Annual Review of Fluid Mechanics
<https://toweracademic.com/how-tsunamis-form-detailed-explanation>
- [6] Niklas Baumert et al., Guideline for Tsunami Risk Assessment in Indonesia Scientific Proposal for Practitioner and End Users, Indonesian – German Working Group on Tsunami Risk Assessment
https://www.researchgate.net/figure/The-effect-of-water-depth-on-wave-height-and-velocity-Source-Tsunami-Glossary-UNESCO_fig4_336375308
- [7] National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine. 2014. Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants. Washington, DC: The National Academies Press.
<https://www.nationalacademies.org/read/18294/chapter/6#89>
- [8] Responses to the Tohoku–Pacific Ocean Earthquake and Tsunami at the Onagawa Nuclear Power Station and Tokai No.2 Power Station (report), August 2013, Japan Nuclear Safety Institute, https://www.genanshin.jp/english/archive/disastersitereaction/data/report_OnTk.pdf
- [9] Airi Ryu, Najmedin Meshkati: Onagawa: The Japanese nuclear power plant that didn't melt down on 3/11, Bulletin of the Atomic Scientist, March 10, 2014
<https://thebulletin.org/2014/03/onagawa-the-japanese-nuclear-power-plant-that-didnt-melt-down-on-3-11/>
- [10] IAEA Mission To Onagawa Nuclear Power Station, 2012
<https://www.iaea.org/sites/default/files/iaeamissiononagawa.pdf>
- [11] Fenyvesi Csaba: A biztonsági kultúra megjelenése egy nukleáris erőmű mindennapjaiban, Gradus Vol 3, No 1 (2016) 23-37, ISSN 2064-8014
- [12] Katona Tamás János: Nukleáris biztonság és társadalom Fukusima után – Nukleáris biztonság, társadalmi érdek és a jog, Magyar Tudomány 2015/2
- [13] Kerstan S. Cole, Susan M. Stevens-Adams, & Caren A. Wenner: A Literature Review of Safety Culture, SANDIA REPORT SAND2013-2754, Unlimited Release, Printed March 2013
- [14] IAEA (1991): INSAG 4: Safety Culture.
- [15] IAEA (2015): The Fukushima Daiichi Accident. Technical Volume 1-5
- [16] WANO (2013): Principles for a Strong Nuclear Safety Culture.
- [17] OECD/NEA (2016): Safety Culture: A Report by the NEA Working Group on Human and Organisational Factors.
- [18] NAIIC (2012): The Official Report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission.
- [19] OECD/NEA (2016): Five Years After Fukushima – Nuclear Safety Improvements
- [20] NAIIC (2012): The Official Report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission
- [21] Kingston, J. (2012): Natural Disaster and Nuclear Crisis in Japan: Response and Recovery after Japan's 3/11
- [22] Samuels, R. (2013): 3.11: Disaster and Change in Japan
- [23] Japan's Nuclear Power Plants in 2023
<https://www.nippon.com/en/japan-data/h01752/>
- [24] The National Diet of Japan: The official report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission
https://www.nirs.org/wp-content/uploads/fukushima/naaic_report.pdf