

2025. JÚNIUS

XVIII. ÉVFOLYAM, 1. SZÁM

NUKLEON

NUKLEÁRIS TUDOMÁNYOS MŰSZAKI FOLYÓIRAT



A nukleáris területen elvárt megfeleléség biztosítása

A gőzfejlesztők szintbeállítási idejének csökkentése

A bór kiégése nyomottvizes reaktorokban

ZR-6 kritikus rendszeren mért reaktivitás-együtthatók szimulációja

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

Fábián Margit titkár

MTA 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:

Székely Levente Csaba

Címlapkép:

OpenAI ChatGPT

Kiadja a

Magyar Nukleáris Társaság

Felelős kiadó:

Pokol Gergő

Hirdetésfelvétel:

hirdetes@nuklearis.hu

nuklearis.hu

ISSN: 1789-9613

Tartalom

262

Sipos László József

A nukleáris területen elvárt megfeleléség biztosítása

263

Mészáros Krisztián, Fejes István Gábor

Gőzfejlesztők szintbeállítási idejének csökkentése blokk-visszaindulás során

264

Hegyi György, Temesvári Emese

A bór kiégése nyomottvizes reaktorokban

265

Hegyi György, Temesvári Emese

A ZR-6 kritikus rendszeren mért reaktivitás-együtthatók szimulációja reaktorfizikai kódok segítségével

NUKLEON

NUKLEÁRIS TUDOMÁNYOS MŰSZAKI FOLYÓIRAT

Abstracts

262 *László József Sipos* Ensuring the conformity expected in the nuclear industry

I received the following two questions during internal and supplier quality audits: What is my role and responsibility in our company's quality system? Personally, why do I need quality assurance? My answer: the basis for meeting our own expectations and those of the interested parties is demanding planning and the implementation of approved plans. We cannot be effective without knowledge of the following documents and compliance with the requirements, also demanding planning and the implementation of approved plans: Vision, values and strategy; Company management declaration and professional policies (safety, integrated management, training, etc.) as well as external and internal regulations, instructions and process procedures. Those working in the nuclear industry must also know the importance of the correct use of technical terms, the two approaches to conformity/quality, the P-D-C-A (Plan-Do-Check-Act) cycle and the recommended method of improving interpersonal communication.

263 *Krisztián Mészáros, István Gábor Fejes* Steam generator drainage time reduction during unit startup

The Steam Generators are drained from filled state to level $L \leq 2300$ mm (critical path operation) after a major or forced outage during unit startup in heating phase when the average primary circuit temperature reaches ~ 160 °C.

At the beginning of the drainages the medium's temperature in the secondary side is ~ 140 °C. The temperatures continuously increase during the parallel heating of the primary and secondary circuit. Due to the weak cooling capacity of the heat exchangers used for adjusting the Steam Generator levels, their parallel operation, and the seasonal temperature parameter of the cooling water feeding them, the level adjustments can be performed intermittently and with a low flow rate, reducing the heat load on the equipment.

Typically, it takes about 10-12 hours long. With the modification to be described, in the future the Steam Generator level adjustments can be performed continuously, reducing the load of the components of the drainage pipeline, and will save a significant time of $\sim 5-6$ hours.

264 *György Hegyi, Emese Temesvári* Boron burning in pressurized water reactors

In recent years, the length of the nuclear cycle has increased, driven primarily by economic factors. However, a discrepancy is observed between the measured and calculated boric acid concentration during the cycle. At the beginning of the cycle (BOC), the agreement is good, and at the end of the cycle, when boron is depleted, the deviation is again minimal. However, the difference first increases and then decreases over time. Although this deviation does not compromise safety criteria, its underlying causes warrant further investigation.

Several studies have examined the discrepancy between measured and calculated boric acid concentrations, attributing the issue to uncertainties in measuring and modelling the burnup of the ^{10}B isotope. Some reactor physics codes do not explicitly track boric acid burnup during the cycle, and validation studies for the KARATE-440 code did not include measurements of boron isotopic composition. The detailed analyses of ^{10}B behaviour in VVER-440 reactors have been unnecessary, as these reactors operated at relatively low power and had shorter cycle lengths before 2010.

In our case, rigorous validation of boron burnup models is not feasible due to insufficient experimental data and limited measurement techniques for ^{10}B isotopic composition. This paper first reviews the key properties of boron in reactor operation and discusses the challenges of modelling its behaviour. Then the studies of the relevant measurements are collected and finally present approximate ad-hoc calculations for VVER-type reactors.

The ZR-6 critical system, in which the typical arrangements of VVER reactor assemblies were investigated, has been a topic of discussion at Hungarian Nuclear Society (HNS) symposia several times. A small group of measurements, the reactivity coefficients, were taken out from these studies. This was partly because these measurements needed to be re-evaluated, so they only became part of the “International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments” database later. At the same time, these data play a key role in the safe and efficient operation of nuclear power plants. With the help of the measurements, we can better understand the reactor physics processes and develop more efficient safety systems.

In the case of a given arrangement, a homogeneous change in the moderator and fuel temperature results in a change in the critical water level. The temperature coefficient is proportional to the reactivity value of the critical water level change. The data were simulated with the MULTICELL and COREMICRO 2D fine-mesh diffusion codes, which are part of the KARATE program system, and with the French program APOLLO2 within the framework of the NURESIM project. Some 3D effects affecting the measurements were investigated using the MCNP4C2 Monte Carlo model.

A nukleáris területen elvárt megfelelésig biztosítása

Sipos László József

MVM Paksi Atomerőmű Zrt. ny. minőségbiztosítási vezető mérnöke
7031 Paks, Pf. 71.

MNT Üzemeltetői Szakcsoport tagja, <https://itf.njszt.hu/szemely/sipos-laszlo-jozsef>

A következő két kérdést belső-, és beszállítói minőségügyi auditokon kaptam: Mi az én szerepem, felelősségem a cégünk minőségügyi rendszerében? Személy szerint nekem, miért is van szükségem minőségbiztosításra? Válaszom: a saját és az érdekelt felek elvárásainak történő megfelelés alapja az igényes tervezés és a jóváhagyott tervek megvalósítása. A következő dokumentumok ismerete, a követelmények betartása nélkül nem lehetünk hatékonyak: Jövőkép, értékek és stratégia; a Cégvezetés deklarációja és szakmapolitikák (biztonsági, integrált irányítási, képzési stb.) valamint a külső-belső szabályzatok, utasítások és folyamat-eljárásrendek. A nukleáris iparban munkát vállalóknak ismerniük kell a szakkifejezések helyes használatának jelentőségét, a megfelelésig/minőség kétféle megközelítését, a P-D-C-A (Plan-Do-Check-Act) ciklust és a személyek közötti kommunikáció javításának ajánlott módszerét is.

Szavak, kifejezések és rövidítések

A mindennapi életben is gyakran okoz félreértést, ha a magyar és az idegen szavakat nem a megfelelő értelemben használjuk. Így a célunk az lehet, hogy egyértelműen tudjuk használni a legfontosabb szavakat, szakkifejezéseket és rövidítéseket a nukleáris iparban és a minőségügy területén.

A nukleáris szakkifejezéseket az Atomtörvényben, a Nukleáris Biztonság Szabályzatok 10. számú kötetében, az Országos Atomenergia Hivatal vezetője által kiadott Útmutatókban, Irányelvekben valamint egyes szakterületi szabványokban találjuk.

A genfi székhelyű ISO (International Organization for Standardization – Nemzetközi Szabványügyi Szervezet) és az IEC (International Electrotechnical Commission – Nemzetközi Elektrotechnikai Bizottság) által kidolgozott ISO 9000 és az ISO/IEC 17000 jelű szabvány-családokat nem csak a piaci szereplők, hanem a felügyeleti munkát végző szakemberek is alkalmazzák. A szabványok is fejlődnek. Példaként említhető a 2005-ben angol nyelven közzétett ISO 9000:2005 szabvány alapján 2006-ban idehaza kiadásra kerülő MSZ EN ISO 9000:2005 Minőségirányítási rendszerek. Alapok és szótár jelű szabvány. Tíz év használat után elkészült az ISO 9000:2015, majd egy hónapon belül kiadásra került a jelenleg is érvényben lévő MSZ EN ISO 9000:2015 jelű, azonos nevű szabvány.

Az ISO/IEC 17000:2004 majd az ISO/IEC 17000:2020 jelű szabvány alapján kiadásra került az MSZ EN ISO/IEC 17000:2020 Megfelelésértékelés. Szakszótár és általános alapelvek alapja szabvány, amely a műszaki tevékenységek, így a mérnöki, a fizikusi munkák területén is alkalmazható, sőt alkalmazandó.

Minőség / megfelelésig piaci és jogi megközelítése

A minőségügy alapjait a tisztázott, egyértelműsített és világosan, közérthetően megfogalmazott meghatározások (definíciók) képezik, amelyek a megközelítési módok függvényében eltérhetnek. A minőség szón egészen mást értünk a piac által szabályozott és más, a speciális jogszabályok által szabályozott területen. Utóbbiak esetén a

jogalkotók előszeretettel alkalmazzák a megfelelésig és a nemmegfelelésig szavakat. A legtömörebb meghatározást a piacgazdaság „termelte ki”:

Minőség = a vevő elvárása, igénye.

A hazai rádiótelefon-szolgáltatók minőségfilozófiája a következő vezérelvet követi:

Szolgáltatásaink minőségét előfizetőink (vevők) és beszállítóink határozzák meg!



1. ábra: A minőségügyben érintett felek

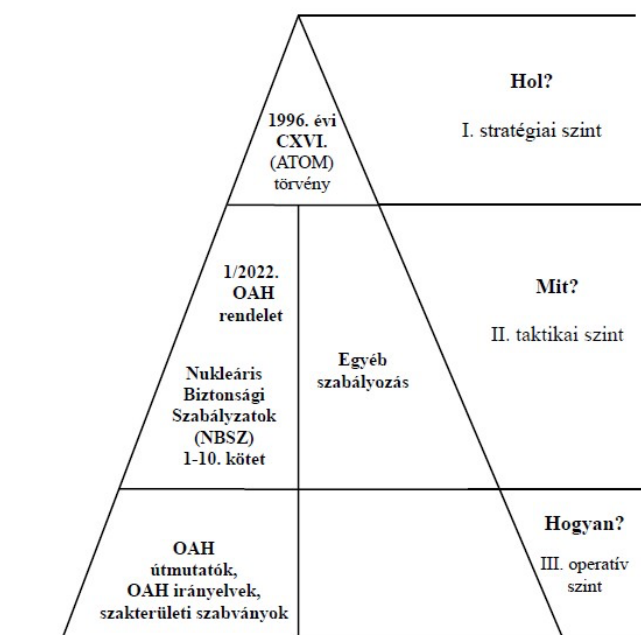
Az MSZ EN ISO 9000:2015 szerint a minőség „annak mértéke, hogy egy objektum saját jellemzőinek egy csoportja mennyire teljesíti a követelményeket”, amely meghatározásban: **objektum** = valami, ami érzékelhető vagy elképzelhető, **jellemző** = megkülönböztető tulajdonság, **követelmény** = szükséglet vagy elvárás, amely kinyilvánított, általában magától értetődő vagy kötelező.

A fent jelzett szabvány 2.2.1. fejezetében rögzített ajánlás szerint „egy minőségre összpontosító szervezet olyan kultúrát segít elő, ami megjelenik a viselkedésmódban, magatartásokban, tevékenységekben, valamint a vevők és más érdekelt felek szükségleteinek és elvárásainak a teljesítésén keresztül az értéket termelő folyamatokban. Egy szervezet termékeinek és szolgáltatásainak minőségét meghatározza a vevők kielégítésének képessége, valamint a lényeges érdekelt felekre gyakorolt tervezett és nem tervezett hatás. A termékek és szolgáltatások minősége nem csak a tervezett funkciójukat és teljesítményüket foglalja magába, hanem a vevőnél észlelt értéküket és előnyüket is”

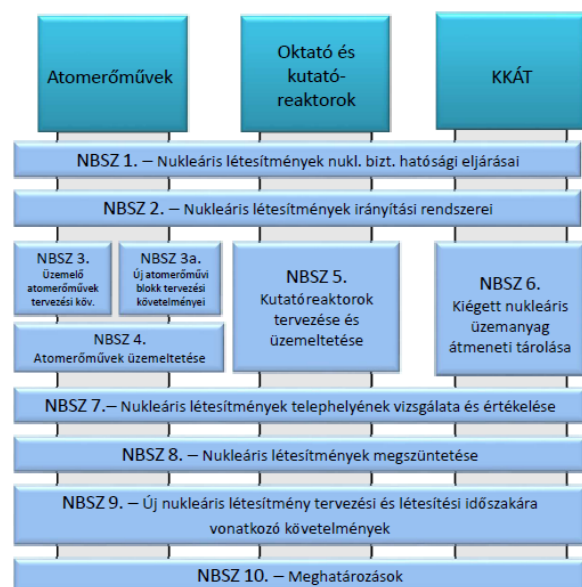
Aki a megbízóját, vevőjét komolyan veszi, az szem előtt tartja a Henry Ford (1863-1947) amerikai üzletembertől származó, ide illő idézet üzenetét: „Ha a sikernek van titka, akkor az abban a képességben rejlik, hogy megértjük a másik ember nézőpontját, és az ő szemszögéből is látjuk a dolgokat, nemcsak a sajátunkból.”

A jog által szabályozott területeken, így az atomenergetika, közlekedés, gyógyszeripar stb. nem elegendő a fent jelzett

rövid meghatározásokat alkalmazni. Az élet-, és vagyonbiztonság által kiemelt területeken egyedi jogszabályok, kapcsolódó szabályzatok írják elő a feltételeket. Magyarországon a nukleáris biztonság szabályozásának elvi felépítését 2. ábra, az NBSZ-kötetek hatáskörét a 3. ábra tartalmazza.



2. ábra: A nukleáris biztonság szabályozásának elvi felépítése



3. ábra: A Nukleáris Biztonság Szabályzatok egyes kötetének hatásköre

Az atomenergetika területén a nukleáris követelményeket az alábbiak határozzák meg:

1. Atomtörvény, Kormányrendeletek, OAH rendeletek, útmutatók, irányelvek előírásai,
2. Nemzetközi szervezetek (IAEA, WANO, OECD-NEA, NQSA, ASME, ISO...) ajánlásai,
3. Érdektelt felek (tulajdonos képviselői, társadalom, saját „jó gyakorlat”) igényei

Mivel a minőség egy termék, berendezés, tevékenység vagy szolgáltatás elvárt és előírt jellemzőinek, tulajdonságainak

összessége, így egy integrált irányítási rendszer működtetésével az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. vezetés célja: a biztonság, a megbízhatóság, a környezet és az emberi értékek védelme.

A vevő-szolgáltató közötti kapcsolat záloga a hatékony kommunikáció

Az emberek közötti párbeszéd terén 1975 óta gyűjtöm és elemzem a tervezői, üzemeltetői, karbantartói, auditori, oktatói és szakcikkírói tapasztalataimat. Tiszteleten, bizalmon, kölcsönös felelősségvállaláson és teljesítésen alapuló vevő-szolgáltató (mint két fél közötti) kapcsolat alapja a hatékony kommunikáció, a következő fázisokból áll:

1. A vevő 1. lépése: **a tisztelet**. Szellemi tevékenység (tervezés, szakértés, képzés stb.) megrendelése, vagy egy mérnök-kolléga (alvállalkozó, beszállító) felkérése során e nélkül nem lehet beszélni a mindenkori szolgáltatóval! (pl. megszólítás egy levélben: Tisztelt Mérnök Kolléga/Kolléganő!)
2. A szolgáltatótól két válasz érkezik: az **elutasítás**, ha nem kap tiszteletet, vagy a **kapott tisztelet viszonzása** és a **bizalom szavatolása**. Utóbbiak nélkül a szolgáltató nem tudja követni a vevőjét. Bízni valakiben nem könnyű feladat, de ha vállalta a felkérést, akkor csak így cselekedhet!
3. A vevő 2. lépése: az **elutasítás**, ha nem kap bizalmat, vagy a **kapott bizalom viszonzása** és a **kölcsönös felelősségvállalás biztosítása**. Figyelem: az utóbbi kapcsán a vevő a szolgáltató előtt vizsgálódik!
4. A szolgáltatótól két válasz érkezik: **elutasítás**, ha nem érzi a vevői felelősségvállalást, vagy ha érzékeli azt, akkor a **felelősségvállalás viszonzása** és az elvárt munka **teljesítése**!
5. A vevő 3. lépése: a **reklamáció**, ha nem a megígért teljesítést kapja. Ha pedig azt kapja, amiben megállapodtak, akkor a **kapott munkateljesítés viszonzása**. (kifizetés, köszönetnyilvánítás stb.)

Ha mind a két fél megteszi a lépéseit, létrejön a fenntartható vevő-szolgáltató kapcsolat. Ez esetben megelevenül a Benedek István: *Pusztába kiáltott szó* című esszégyűjteményéből származó, jómagamat 1975 óta motiváló gondolatot: „Két fél együtt egy egész!” [1].

Figyelem: ha elhagyunk valamit a **tisztelet**, **bizalom**, **felelősség** és **teljesítés** elemekből, akkor azt mielőbb pótolni kell! A vevői és szolgáltatói szerepünk az élet minden pillanatában változik, e kapcsolat évezredek óta zajlik annak ellenére, hogy komoly érdekek feszülnek egymásnak: a vevő minél többet kíván kapni minél kevesebb ráfordítással, ezzel szemben a szolgáltató minél kevesebb ráfordítással maximális hasznot remél!

Megfontolásra ajánlom még a Szabó Mirtilltől származó idézetet is: „Minden emberi kapcsolatban egyenrangú felek vagyunk, az eltérés a vállalt felelősség mértékében van.” [2]

A minőségügy (elvárt megfeleléség biztosításának) három pillére

Egy stabilan álló széknek három egyenlő hosszú és vastag, egymással kapcsolatban lévő lába van. Ehhez hasonlóan a minőségügy három pillérének: 1. a **személyi** (személyzet alapoktatása, továbbképzések és minősítések), 2. a **tárgyi** (megfeleléségi követelmények, és vizsgálatok), és 3. a **szabályozási** (rendszer-építések, fejlesztések, vizsgálatok) feltételeknek egymáshoz szorosan kötött, egyensúlyárságú biztosítását

meg kell oldani. Amennyiben bármely feltétel nem a rögzített követelményeknek megfelelően biztosított, úgy a megvalósítás veszélyeztetett! Így egy feladat elvégzése előtt bátran tegyük fel önmagunknak a következő kérdéseket:

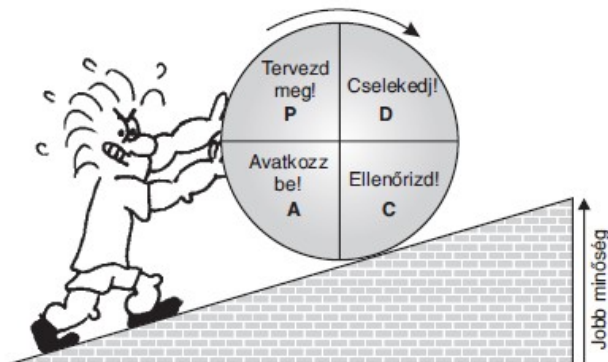
- Biztosítottak-e a személyi, tárgyi és szervezési feltételek?
- Tudom-e, hogy mit, mikor, hogyan, hol, mivel, milyen mértékben, milyen gyakran és ki végezzen el?

PDCA-ciklus, a minőségügy egyik hatékony módszere

Cél: az elvárt megfelelőség / minőség teljesítése a szellemi munkát (tervezés, szakértés) végző mérnöknek is kötelessége.

Minőségügyi eszközök, módszerek: mindazon előre tervezett tevékenységek rendszere, amelyek kellő biztosítékot nyújtanak arra, hogy a terv, gyártmány és tevékenység kielégíti a vele szemben támasztott követelményeket. Ez az irányításnak az a része, amely a bizalomkeltés megteremtésére összpontosít, így a követelmények teljesítését segíti.

A bizalomkeltésre összpontosító PDCA-ciklus (Plan - tervezés, Do - cselekvés, Check - ellenőrzés, Act - beavatkozás) lényegét bemutató 4. sz. ábrából [3] mindenkinek kitűnik: jelentős erőfeszítést igényel az egyre jobb minőség / elvárt megfelelőség elérése, de minden mérnöknek magának kell a képzeletbeli malomkövet görgöztetnie!



4. ábra: PDCA ciklus [3]

Az 1. fázisban tervezd meg azt, amit meg szeretnél valósítani! – Minden esetben előre ki kell tűzni az érdekelt feleket elégedetté tevő célokat. Meghatározzuk a szükséges folyamatokat és azok kölcsönhatásait, rögzítjük a folyamatok egészéért felelősséget viselők neveit. A tevékenységek elvégzéséért viselt felelőségeket szerepkörökre bontjuk. Kidolgozzuk a folyamatok hatékonyságának mérőszámait. Fejlesztjük a kidolgozott követelményeket és a követendő módszereket.

A 2. fázisban elsősorban jól cselekedj, így valósítsd meg a tervet! – Megvalósítás során az érdekelt felek azt kapják, amit kértek. Mi azt olyan feltételek mentén teljesítjük, ahogy azt korábban ígértük. Gondoskodunk azon erőforrások meglétéről, amelyek a rögzített folyamataink működtetéséhez, figyelemmel kíséréshez nélkülözhetetlenek, valamint gondoskodunk a hatékony információáramlásról.

A 3. fázis az ellenőrzés és az elemzés! – Az ellenőrzés a tervek és annak megvalósítása közötti eltérések felszínre

juttatására irányul. Folyamatosan figyelemmel kísérjük, elemezzük a folyamatunkat.

A 4. fázisban az előző fázis eredményeire támaszkodva intézkedünk, szükség esetén beavatkozunk, ill. módosítjuk a folyamatot! – Az ellenőrzés során feltárt eltéréseket kezeljük, a gyengítő tényezőket korrigáljuk. Tökéletesítjük a működést, feltárjuk a menet közben adódó lehetőségeket, és igazodunk a megváltozott elvárásokhoz is. Ebben a fázisban kell megtenni a tervezett céljaink eléréséhez és a folyamataink fejlesztéséhez szükséges intézkedéseket, így vissza kell csatolni a tervezés, vagy a végrehajtás fázisaiba.

A jelzett 3. fázis eredménye lehet helyesbítő, megelőző vagy javító tevékenység. Itt is érdemes tisztázni a szavak jelentését, ugyanis félreértéseket előzhetünk meg:

A **helyesbítő** tevékenység, egy észlelt eltérés vagy más nemkívánatos helyzet okának kiküszöbölésére fogatosítanak. E tevékenység az eltérés ismétlődését előzi meg.

A **megelőző** tevékenységet a nemkívánatos helyzet (nemmegfelelőség) előfordulásának megelőzése érdekében hajtják végre.

A **javító** tevékenység során egy nem-megfelelő terméken végeznek munkát annak érdekében, hogy az a szándék szerinti használatra ismét elfogadhatóvá váljon.

E tevékenységek kiterjedhetnek változtatásokra, például az eljárásokban és az irányítási rendszer egyes elemeiben, annak érdekében, hogy minőségképességet tudjunk fenntartani és fejlesztést érjünk el a minőségcsúcsok bármelyik szakaszában.

Atomerőműves példa egy megelőző tevékenységre: Az 1940-es évek végén a benyújtott terveknek az Amerikai Egyesült Államok (USA) Reaktorellenőrző Bizottsága a lehetséges legsúlyosabb baleset lehetséges következményeit vizsgálta. Felismerték azt, hogy ha a grafit-moderátoros és vízhűtéses típusú reaktorban elforr a hűtőközeg egy része, az növeli a rendszer reaktivitását. Számításaik alapján Teller Edék elárta, hogy az USA-ban nem engedélyezték a grafit-moderátoros erőművek létesítését. Ezzel szemben a Szovjetunióban engedélyezték az ilyen típusú reaktorok működtetését. 1986-ban a csernobili reaktorbaleset által igazolást nyert Tellerék megelőző tevékenysége!

Minőségügyi tanácsok: Ha az észlelt eltérés során a folyamatban lényeges zavar keletkezett (pl. üzemzavar, biztonságot érintő esemény, minőséget sértő esemény), vagy a probléma többszörösen visszatérő, a nemmegfelelés előfordulásának kiváltó okait minden esetben meg kell keresni és így az ismétlődések elkerülése érdekében intézkedéseket kell tenni. Az intézkedésekhez felelős **személyt** és végrehajtási **határidőt** kell rendelni, ill. gondoskodni kell a hozott intézkedések végrehajtásának rendszeres **ellenőrzéséről**.

A minőségügyben elvárt hatáskör-felelősségkör

Bizonyára minden cég, intézmény irányítási rendszere rendelkezik „Minőségpolitika” és / vagy „Integrált irányításpolitikai” című dokumentummal, melyben rögzítésre került az elvárt felelősség:

„Minden alkalmazott felelős saját munkájában az elvárt megfelelőség / minőség megvalósításáért.”

A vállalkozás szakpolitikáit, a minőségügyi rendszerét, szabályozásait, előírásait, a megfelelőség/minőség teljesítésének feltételeit és módját a munkájával összefüggő mértékben valamennyi alkalmazottnak ismernie kell. A megfelelőség/minőség szavatolásával való azonosulás valamennyi alkalmazott elemi kötelessége.

A jelzettek mellett, a vezetők felelősek még a cég minőségpolitikáját és/vagy Integrált irányításpolitikáját megérteni az alkalmazottakkal saját területükre és az érintett folyamatokra vonatkozóan. A vezetőknek a saját területükön biztosítani kell a megfelelőség / minőség teljesítéséhez szükséges források és eszközök gazdaságos felhasználását. A vezetők felelősek a hibák, minőségromló tényezők kivizsgálásáért, a szükséges intézkedések megtételéért.

Az MVM Paksi Atomerőmű Zrt.-től 2022. február 27-én nyugállományba vonult minőségbiztosítási vezető mérnökként az olvasók figyelmébe ajánlom a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok 2. kötet 2.2.2.0100. szakaszában található követelményeket:

„Az engedélyes szervezet és a beszállító szervezetek vezetőségének minden szinten következetesen és határozottan el kell várniuk és támogatniuk kell az erős biztonsági kultúrához szükséges hozzáállást, valamint biztosítani kell, hogy a munkavállalók felismerjék és megértsék a biztonsági kultúra kulcsfontosságú szempontjait. Ezt többek között úgy kell megvalósítaniuk, hogy nem támogatják a túlzott magabiztosságot, valamint ösztönzik a nyitott jelentési kultúrát és az olyan kérdésselvető magatartást, amely megakadályozza a biztonság szempontjából kedvezőtlen tevékenységeket és állapotokat.” [4]

Bővebb információ az Országos Atomenergia Hivatal internetes honlapján lévő, a biztonsági kultúra felméréséről szóló útmutatóban [4] található. A témakör szakmai részletkérdéseivel behatóan foglalkozom a 1999-2023 közötti tanulmányaimban. [5-8]

Összefoglaló javaslatok

A műszaki szakemberek (mérnökök, technikusok, technológusok) továbbképzése során, mindig tartsuk szem előtt a következő tanácsot, melyet a győztes-győztes helyzetekre törekvő megbízóink és persze mi magunk is tudunk:

- minden emberi kapcsolatban törekedjünk a személyes példaadásra;
- kerüljük a túlzott magabiztosságot, különösen a kevélységet;
- akár Vevőként, akár Szolgáltatóként ne feledkezzünk meg arról a tényről, hogy az emberi kapcsolatainkban egyenrangú felek vagyunk, ha mégis van némi eltérés, az csupán a vállalt felelősség mértékében lehet!

Mivel az emberi főbűnök csúcán ma is a „kevélység trónol”, így Wass Albert író tanácsával zárom gondolatébresztő soraimat: „Ne rázzuk fejünket gőgös fölényességgel, s ne rángassuk közömbösen a vállunkat, hogy az önbírálat kellemetlen terhet lerázzuk: mi magunk is felelősek vagyunk ezért a világeért, mint ahogy apáink s nagyapáink is felelősek voltak.”

Irodalomjegyzék

- [1] Benedek, I., 1974. *Pusztába kiáltott szó*. Budapest: Magvető Könyviadó
- [2] Szabó, M. 2017. *Amit a tanúsításról tudni érdemes*, Bp.: CertUnion Hungary Tanúsító Kft.
- [3] Bálint, J. 2006. *Minőség – tanuljuk, tanítsuk, valósítsuk meg és fejlesszük tovább*. TERC Kft.
- [4] Országos Atomenergia Hivatal 2015. *A biztonsági kultúra felmérése és az eredmények hasznosítása nukleáris létesítményeknél* című 2.18. jelű OAH útmutató
- [5] Sipos, L. J. 1999. *A tervezés minőségbiztosítása*, Mérnök Újság 6. évf. 11. szám
- [6] Sipos, L. J. 2016. *Jogosultsághoz és/vagy tanúsításhoz kötött mérnöki tevékenységek minőség és/vagy megfelelőség biztosítása*. Tanfolyami jegyzet a *Helyünk, szerepünk az elvárt minőség, megfelelőség biztosításában* c. 2016. 10. 14-ei Fejér Megyei Mérnöki Kamara továbbképzésén elhangzott prezentációhoz
- [7] Sipos, L. J. 2018. *A szellemi szolgáltatásokban is nélkülözhetetlen a megfelelőség szavatolása*. MMK által gondozott Mérnök Újság 25. évf. 10. szám
- [8] Sipos, L. J. 2023. *A mérnökök helye és szerepe az elvárt megfelelőség (minőség) biztosításában*, Minőség és Megbízhatóság – Tudományos szakfolyóirat 2023/2. szám

Gőzfejlesztők szintbeállítási idejének csökkentése blokk-visszaindulás során

Mészáros Krisztián, Fejes István Gábor

MVM Paksi Atomerőmű Zrt.
7030 Paks, hrsz.: 8803/17.

A gőzfejlesztők $L \leq 2300$ mm-es szintbeállítására (kritikus úton lévő művelet) feltöltött állapotból a blokk fő- illetve kisjavításról történő visszaindulása során a felfűtési fázisban, ~ 160 °C primerköri átlaghőmérséklet elérésekor kerül sor. Az üritések kezdetén a gőzfejlesztőkben a szekunderoldali közeg hőmérséklete ~ 140 °C. Ez a hőmérséklet folyamatosan növekszik a primer kör és szekunder kör párhuzamosan történő felmelegedése során. A szintbeállításhoz használt primerköri technológiai hőcserélők gyenge hűtési teljesítménye, párhuzamos üzeme, valamint az azokat megtápláló technológiai hűtővíz évszaktól függő hőmérsékleti paramétere és a berendezések hőterhelésének csökkentése miatt a szintbeállítások szakaszosan, valamint alacsony térfogatárammal végezhetők. Jellemzően a szintbeállítási idők 10-12 óra időtartamra adódnak. Az ismertetésre kerülő technológiai átalakítással a gőzfejlesztő-szintbeállításokat folyamatosan, az üritési útvonal elemeinek kímélésével, valamint jelentős ~ 5 -6 óra időmegtakarítással lehet elvégezni a jövőben.

A gőzfejlesztő-üritések és szintbeállítások végrehajtásának bemutatása a blokk visszaindulása során

A gőzfejlesztők (GF) szintbeállítására a blokk visszaindulásakor, a felfűtési fázisban kerül sor. A blokk M4, meleg üzemállapotban van, a blokki paraméterek a következők:

- primerköri nyomás $p \approx 36$ bar
- primerkör hőmérséklete $T \gg 160$ °C
- $2 \div 5$ db fő keringtető szivattyú (FKSZ) üzemben
- lehűtő rendszer üzemel
- GF nyomások $p \approx 6 \div 8$ bar

A gőzfejlesztők és a főgőzkollektor közege a KiESZ (Kibocsátási Ellenőrzési Szabályzat) szerint kibocsátható, és a kibocsátási engedély rendelkezésre áll.

A *PR04 kezelési utasítás 8.4.6 pontja szerint ebben az állapotban, a lehűtő rendszer leállítását és üzemből kivételét követően kell elkezdeni a gőzfejlesztők visszaüritését egyenként 2700-3000 mm szintig, majd ezután az összes gőzfejlesztőt együtt $L \leq 2300$ mm értékig.

A gőzfejlesztők egyenkénti, illetve csoportos üritése a periodikus leiszapoló armatúrákon keresztül történik. A gőzfejlesztő-leiszapolás útvonala: *RZ01 kollektor $\Rightarrow$ *RZ04W001, és *RZ06W002 hőcserélők párhuzamosan, $\Rightarrow$ majd az 5. számú víztisztító szűrősor kerülön át $\Rightarrow$ *RZ18B001 ellenőrző tartály $\Rightarrow$ *RZ20 csővezetékén keresztül a szekunder körbe $\Rightarrow$ *RV21B001 csurgálékvíz gyűjtő tartály.

A gőzfejlesztő-üritéseket $L \leq 2300$ mm szintig $T = 190$ °C primerköri átlaghőmérséklet eléréséig kell elvégezni.

A gőzfejlesztő-üritések és szintbeállítások során felmerülő problémák bemutatása

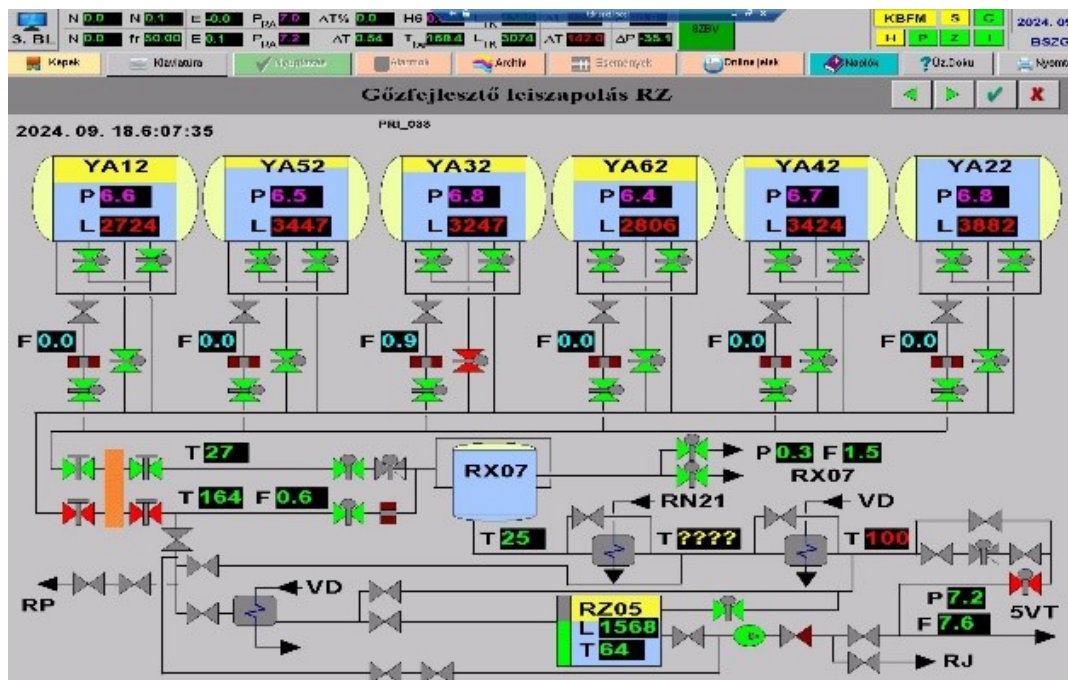
Az üritések kezdetén a gőzfejlesztőben a szekunderoldali vízhőmérséklet $T \approx 140$ °C-os. Ez a hőmérséklet folyamatosan növekszik a primer kör felfűtése során.

Az *0RZ06W001-es hőcserélőt nem lehet üzembe venni, mert a hűtését biztosító *RN21 és *RN44 csővezetékén a szekunder kör nem tud megfelelő mennyiségű forgalmat biztosítani, mivel a kisnyomású előmelegítő soron ebben az állapotban nincs főkondenzátum forgalom.

Már a kezdeti $T \approx 140$ °C-os hőmérséklet is magas az üritési útvonal *0RZ04W001 hőcserélőjének. A hőcserélő hűtési teljesítménye, a hőcserélőre menő technológiai hűtővíz (VD) mennyisége és hőmérséklete nem elegendő ahhoz, hogy a magas szekunderköri vízhőmérséklet miatt az egyes gőzfejlesztők üritését egy lépésben el lehessen végezni. Rendszerint az ürités során az RZ04 és RZ12 kollektorokban a víz hőmérséklete meghaladja a forráspontot. Ezért az üritések alkalmával legtöbbször megsérül a hőcserélő technológia- és hűtővíz oldala közötti tömítés. A tömítés sérülése miatt a hőcserélőt ki kell venni üzemből. A hőhatás miatt a tömítőfelületek deformálódhatnak, ezáltal nehezebbé válik a technológia- és hűtővíz oldal szétválasztása.

A leírak miatt az üritést szakaszosan lehet elvégezni. Az *0RZ04W001 hőcserélő (utóhűtő) alacsony hűtési teljesítménye miatt az üritést többször meg kell szakítani, hogy vissza tudjanak hűlni a csővezetékek és a hőcserélő, ez a visszaindulás kritikus útjánál is időtöbbletet okoz.

A 3. blokki blokkszámítógép sémaképen (1. ábra) látható, hogy az üritések során a hőcserélők utáni hőmérséklet eléri a $T = 100$ °C-ot.

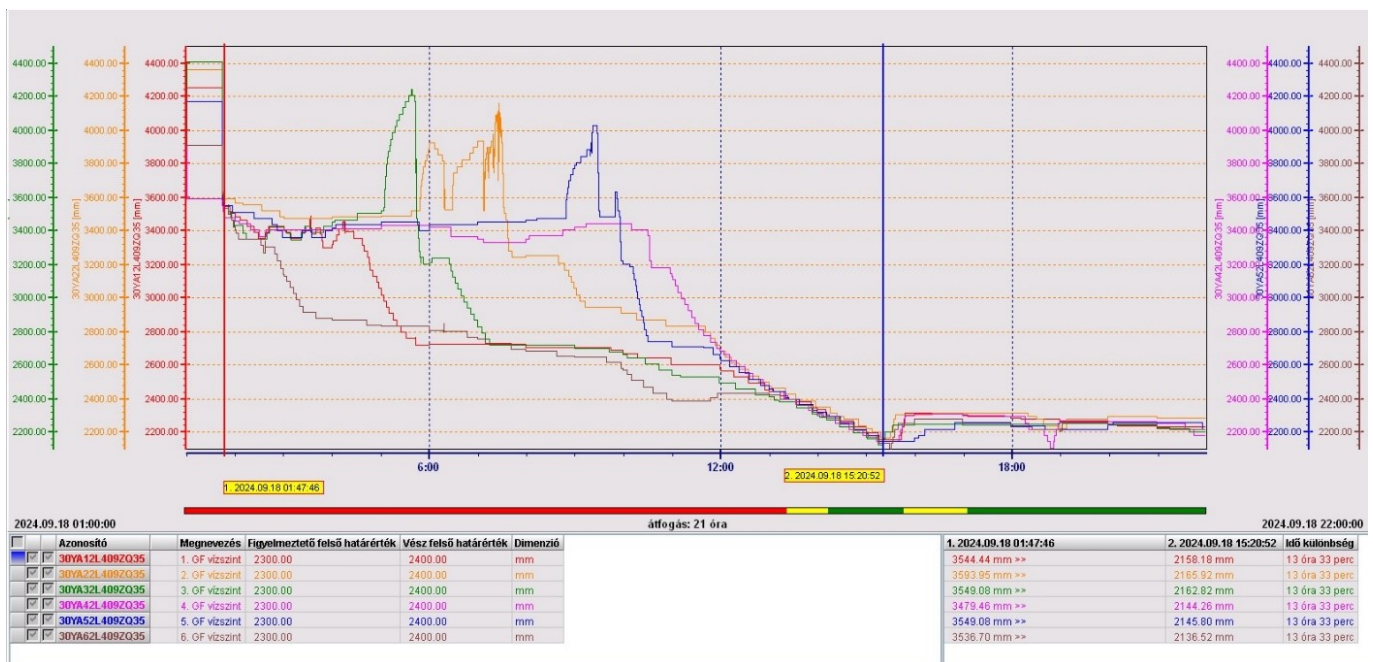


1. ábra: Gőzfejlesztők szintbeállítása

A szakaszos üritések miatt az *RZ04 és *RZ12-es csővezetékben maradt közeg visszahűl, majd az ürités folytatásakor a ráengedett magas hőmérsékletű víz miatt kigőzöl, ami vízűtést eredményez, ezáltal erodálva a csővezeték falát és varratait. Ilyen módon végzett gőzfejlesztő-szintbeállítás esetén magas hőmérsékletű víz jut az *0RZ18-as ellenőrző tartályokba, majd vissza a szekunder körbe. Az *0RZ18-as tartályok rendszeres kigőzölése tapasztalható ebben az időszakban. A szakaszos ürités - visszahűlés ($L \approx 2700 \div 3000$ mm-ig) miatt egy gőzfejlesztő visszaurítása több órát vesz igénybe. Ez a 6 db gőzfejlesztő esetén jelentős. Ezután következik az összes

gőzfejlesztő üritése egyszerre, szintén szakaszosan, $L \leq 2300$ mm-ig. Archiv adatok alapján (2. ábra) az üritések megkezdése és a végleges szintbeállítások között kb. $12 \div 14$ óra telik el.

Gőzfejlesztőnként $V \approx 35 \div 40$ m³ vizet kell leüríteni (főgőzkollektorral együtt). A 6 db gőzfejlesztő tekintetében ez $V_{1-6GF} \approx 210 \div 240$ m³ víz. Az ürités $F \approx 7 \div 12$ t/h-val végezhető, és ennél az üritési tömegáramnál is fennáll az *0RZ04W001-es hőcserélő tömítéssérülésének lehetősége.



2. ábra: Szintbeállítási idők

A gőzfejlesztőűritések és szintbeállítási problémák lehetséges műszaki megoldásának bemutatása

A 3. és 4. blokkon időközben egy műszaki átalakítással lehetővé vált már ebben az állapotban is az *RZ06W001 (*RM kiskörön üzemel -*RN21-*RZ06W001-*RN44S009 (új átkötés) -*RV21B001) főkonkondenzátummal való megtáplálása. Az átalakítás a gőzfejlesztő-űritéshez és szintbeállításhoz a *0RZ06W001 hőcserélő és *0RZ06W002 utóhűtő soros (normál üzemi állapot) üzemeltetésével lehetőséget biztosít. Az 1. és 2. blokkon az elkövetkező teljes zónakirakások során hasonló módon kiépítésre kerül a megtáplálási lehetőség.

Ez a gyakorlatban azt jelenti, hogy a *0RZ06W001 hőcserélő és a mellé üzembe vett *0RZ06W002 utóhűtő hatékonysága miatt a gőzfejlesztő-szintbeállításokat akár $F \approx 30 \div 35$ t/h tömegárammal folyamatosan lehet végezni, az *RZ15-ös szűrősor kerülő vezetéken keresztül a *0RZ18-as ellenőrző tartályba. Mivel az űritési útvonal megkerüli a *0RZ15-ös szűrősort, nem kell figyelembe venni a szűrőgyanta védelme miatti $T = 50^\circ\text{C}$ - maximális kimenő hőmérsékletet. A mellékelt sémaképen (3. ábra) látható, hogy üzemi körülmények között $T = 44^\circ\text{C}$ -os a szűrősor felé menő víz hőmérséklete $F = 22,1$ t/h-s tömegáram mellett. A *0RZ06W001-es hőcserélőre $T = 163^\circ\text{C}$ -os víz megy, amit lehűt $T = 47^\circ\text{C}$ -ra. Nem fog kigőzölni a víz a kollektorokban, hőcserélőben, nem lesz vízütes.

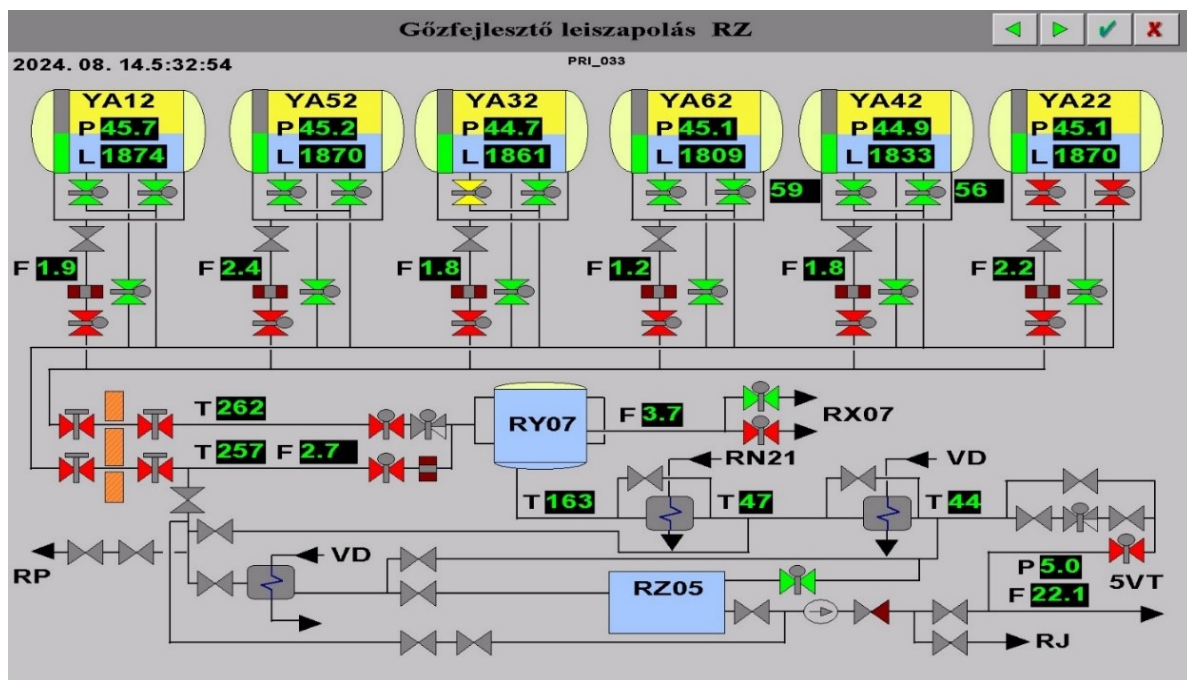
Látható, hogy párhuzamosan a *RZ04W001 és *RZ06W002-n keresztül végzett $F \approx 7 \div 12$ t/h tömegáramú űrités – az előzőekben leírtak miatt – többszörösére növelhető. A gőzfejlesztők űritése és névleges szintjének beállítási ideje konzervatíván számolva minimum a felére csökkenthető. A meghatározott tömegáramok alapján a szintbeállításokat folyamatosan végezve, az űritések $\sim 5 \div 6$ óra alatt végrehajthatók. Ezzel a megoldással az RZ04 és RZ12 csővezetékek és varrataik vízüteses igénybevételét is meg lehet szüntetni.

Ebben az üzemállapotban nem lehet üzembe venni a *0RX07B001-es expander tartályt, mivel a főgőzkollektorban még alacsony a nyomás, $\sim 5 \div 6$ bar.

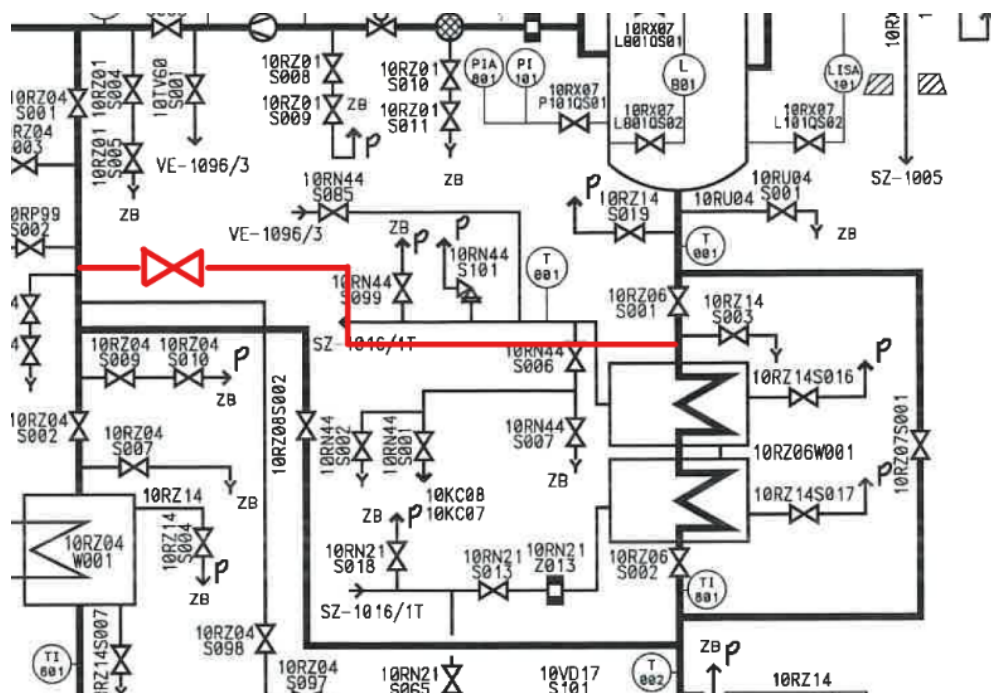
A fent leírt gőzfejlesztő-űritéseket és szintbeállításokat egy minimális átalakítással – csővezetéki átkötés rajta egy kizáró armatúrával – lehetne megvalósítani. Az űritések az *RZ01-RZ04-es útvonalon mennének úgy, hogy az RZ04-es kollektorból a *0RZ06W001 hőcserélőre menjen az űritendő közeg. Az RZ06 kollektor mérete $\varnothing 89 \times 3,2$, az RZ04 kollektor mérete $\varnothing 76 \times 4,5$. Az RZ04-es kollektoron 4 bar-os gőzfejlesztőnyomás mellett $F \approx 100$ t/h maximális tömegáram hozható létre.

A fent leírt gőzfejlesztő-űritések tömegáramai nagy tartalékkal biztosíthatók lennének.

Ehhez ki kell alakítani egy átkötést az RZ04 és RZ06 kollektor között a 4. ábra szerint.

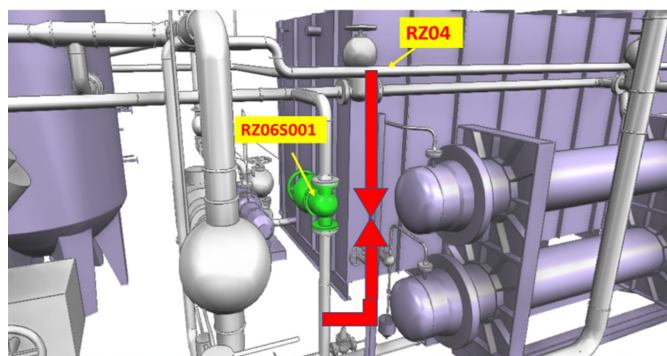


3. ábra: Gőzfejlesztő leiszapolás normál üzemi paraméterek



4. ábra: A tervezett átalakítás sematikus rajza

A fent leírt átalakítás mértéke az 1. blokki 3D modellt figyelembe véve az 5. számú ábrán látható.



5. ábra: A tervezett átalakítás 3D rajza

Következtetések

Összefoglalva megállapíthatjuk, hogy a bemutatott műszaki átalakítással – egy pár méteres átkötéssel, 1 db armatúrával, 2 db „T” idommal és egy csőívvvel – a visszaindítási kritikus úton levő gőzfejlesztő-űrtési és szintbeállítási idők a jelenlegi gyakorlattal szemben (~10-12 óra) konzervatíván számolva is legalább a felére csökkenthetők (~5-6 óra). A blokk felfűtését folyamatosan lehet végezni.

A csővezetékek, armatúrák és hőcserélők folyamatos üzemeltetésével pedig a káros hőfeszültségek és dinamikus igénybevételek elkerülhetők, amelyekkel a berendezések rendelkezésre állása és megbízhatósága növekedni fog.

Irodalomjegyzék

Az MVM Paksi Atomerőmű belső használatra szánt anyagai kerültek felhasználásra a cikk megírásához.

A bór kiégése nyomottvizes reaktorokban

Hegyi György¹, Temesvári Emese²

¹AEMI

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

²HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, AEKI

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

Az előző években a kampány hossza megnőtt, elsősorban gazdasági tényezők hatására. A ciklus során azonban szokatlan eltérés figyelhető meg a mért és a számított bórsav-koncentráció között. A kampány elején (BOC) és végén (EOC) jó az egyezés, de a különbség először növekszik, majd idővel csökken. Bár ez az eltérés nem veszélyezteti a biztonsági kritériumokat, a mögöttes okok további vizsgálatot igényelnek. Számos tanulmány vizsgálta a mért és számított bórsav-koncentrációk közötti eltérést, és a problémát a ¹⁰B-izotóp kiégésének mérése és modellezése során tapasztalt bizonytalanságra vezette vissza. Egyes reaktorfizikai kódok nem követik kifejezetten a ¹⁰B kiégését a ciklus során, és a KARATE-440 kód validációs tanulmányai nem tartalmazták a bór izotóp-összetétel mérését. A VVER-440 reaktorok ¹⁰B viselkedésének részletes elemzése szükségtelen volt, mivel ezek a reaktorok viszonylag kis teljesítménnyel működtek, és 2010 előtt rövidebb ciklushosszuk volt.

Bevezetés

Esetünkben a bórkiégési modellek szigorú validálása nem kivitelezhető, mert nincs elegendő kísérleti adat és korlátozottak a mérési lehetőségek is. Ez a cikk először áttekinti a bór legfontosabb tulajdonságait a reaktor működésében, és tárgyalja a modellezési problémákat. Összegyűjtöttük a mérésekre vonatkozó tanulmányokat, és végül közelítő ad-hoc számításokat mutatunk be VVER típusú reaktorokra.

Általában elmondható, hogy az utóbbi időben az atomerőművek kampányhossza növekedett. Ennek egyik oka a gazdaságosság, de fontos tényező a mérnöki tapasztalat és a reaktorfizikai ismeretek bővülése is, ami lehetővé tette, hogy a reaktorba nagyobb reaktivitástartalékot építsenek be. Ugyanakkor megfigyelhető, hogy a mért bórsav-koncentráció és a számolt érték a kampány alatt eltérést mutat. A kampány elején (BOC) az egyezés megfelelő, a kampány végére elfogy a bór, az egyezés is újra elfogadható. A különbség a két végpont között először növekszik, majd csökken. A számítások alábecsülik a mért értéket, de az eltérés mértéke nem befolyásolja a biztonsági kritériumot.

A reaktorra vonatkozóan a mért és számított bórsav tekintetében számos tanulmány született, ami a ¹⁰B-kiégés mérésében és modellezésében találta meg az okot [1-3]. Valóban, a tervezőszoftverek egy része nem követi a bórsav kiégését a kampány alatt [4], és a KARATE-440 kód validálása során sem voltak olyan mérések, ahol a bór izotóp-összetételét vizsgálták volna. Az irodalomból ismert modellek esetén azok validáltsága sem egyértelmű. A VVER-440 reaktorokat használó országok vonatkozásában általában elmondható, hogy nincs részletes elemzés a ¹⁰B-izotópra, amit 2010 előtt indokolt a relatív kis teljesítmény és a rövid kampányhossz.

Hangsúlyozni szeretnénk, hogy a szigorú értelemben vett validálásra [5] jelenleg nincs mód, ahhoz a ¹⁰B mérési lehetőségek mélyebb ismerete és a bórkiégés paraméterezésének módszere sem áll rendelkezésre.

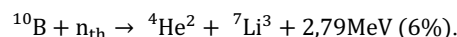
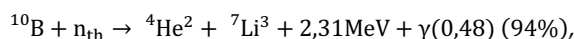
A cikkben először röviden áttekintjük a bór reaktor

szempontjából fontos tulajdonságait, majd a modellezés nehézsége mellett néhány nemzetközi mérési tapasztalatot ismertetünk. Végül néhány ad-hoc, hozzávetőleges számítást mutatunk a VVER típusú reaktorokra.

A bór és vegyületei

A bór a periódusos rendszer 5. eleme, a földfémek csoportjába tartozik. Több allotróp módosulatban fordul elő, amelyek fizikai tulajdonságaikban jelentősen eltérnek egymástól. Reakcióképessége alacsony, de vízben jól oldódik, és aránylag magas hőmérsékleten olvad. A bórnak két stabil izotópja van, a ¹⁰B és ¹¹B, ezek szerkezete a neutronszámban különbözik. Irodalmi adatok szerint [6] a természetes bór összetétele a ¹⁰B és ¹¹B izotóparányra 19,9% és 80,1%, atomtömege 10,81 g. A két izotóp abszorpciós hatáskeresztmetszetét az 1. ábra szemlélteti, ahol megfigyelhető a jelentős (6 nagyságrend) eltérés a ¹⁰B-izotóp javára.

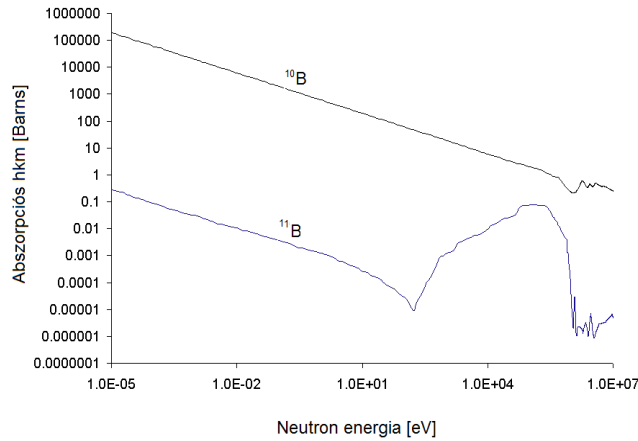
A bórnak kémiai és magfizikai tulajdonságai alapján kulcsfontosságú szerepe van a nyomottvizes reaktorok működésében. Termikus neutron hatására a következő folyamatok zajlanak le:



A bór (¹⁰B) neutronelnyelő képességét használjuk oldott formában (bórsav) a láncreakció moderálására, és szilárd formában a reaktor gyors leállítására (bóracél vagy bórkarbid) vészhelyzet esetén. Sugárvédelmi szempontból is jelentős a szerepe a reaktor külső köpenyében, ahol jelenléte a sugárzási szintet csökkenti. Ebben a cikkben csak a nyomottvizes reaktorok primer körében található bórsav szegényedésével foglalkozunk, ami a ¹⁰B-kiégés következménye. A VVER-440 bóracél tartalmú abszorbens kazettáinak fizikai tulajdonságát régebben tárgyaltuk [7-8].

Összegezve, a legfontosabb tények a következők:

- a kitermelés helyétől függően az izotóp-összetétel változik, a ^{10}B aránya 20,5-18,8 % között lehet a borsavban [9],
- az izotóp-összetétel és annak megváltozása kémiai módszerekkel (titrálás) nem meghatározható,
- a nodális kódok számára készült kevéscsoport állandó könyvtárak előállításakor irodalmi adatokból indulnak ki, és mivel a kampány során előre nem tervezhető kémiai folyamatok játszódhatnak le, az izotóparány változását a könyvtárak nem tartalmazzák.



1. ábra. A ^{10}B és ^{11}B -magok abszorpciós hatáskeresztmetszete

A bórkiégés modellezése

A reaktor kampánymenetét leegyszerűsítve úgy írhatjuk le, mint egy adott V_p térfogatú tartályt, ahol kezdetben C_0 koncentrációjú friss borsav található [10]. Az oldatot – egyszerűség kedvéért – $G(t)$ függvény szerint tiszta vízzel hígítjuk, de közben az össztömeg állandó marad, ezért biztosítanunk kell a megfelelő mennyiségű folyadék kivonását is. A mérlegegyenlet a következő egyszerű elsőrendű differenciál egyenlettel írható le, feltételezve a gyors, homogén elkeveredést:

$$\frac{d}{dt} V_p C(t) = -C(t)G(t), \quad (1)$$

Ha a borsav 10-es izotópjának koncentrációja $C(t) = e(t) \cdot B^{\text{nat}}(t)$, és az összefüggést a primer körre írjuk fel, az egyenlet a ^{10}B -kiégés miatt kiegészül egy kiegészítő tartalmazó taggal. Jelölje egyszerűség kedvéért B a természetes borsavat $B = B^{\text{nat}} / :$

$$\frac{d}{dt} \{V_p e(t) B(t)\} = -e(t) B(t) G(t) - V_c e(t) B(t) < \sigma_a^{10B} \phi >, \quad (2)$$

A deriválást elvégezve:

$$V_p \left[\frac{d}{dt} e(t) \right] B(t) + V_p e(t) \frac{d}{dt} [B(t)] = -e(t) B(t) G(t) - V_c e(t) B(t) < \sigma_a^{10B} \phi >,$$

Beírva (1)-t ide:

$$V_p \left[\frac{d}{dt} e(t) \right] B(t) - e(t) B(t) G(t) = -e(t) B(t) G(t) - V_c e(t) B(t) < \sigma_a^{10B} \phi >,$$

Átrendezve az egyenletet, (1)-hez hasonló egyenlethez jutunk:

$$V_p \left[\frac{d}{dt} e(t) \right] = -V_c e(t) < \sigma_a^{10B} \phi >,$$

Így az (1) és (2) egyenlet segítségével megadható a ^{10}B -izotóp szegényedése erre az esetre:

$$e(t) = e(0) \exp \left[-\frac{V_c}{V_p} \int_0^t P_r(t) dt \right], \quad (3)$$

ahol:

- $e(0)$ a ^{10}B kezdeti izotóparánya (kezdetben: 19,9%)
- V_p a primer kör térfogata
- V_c a zóna térfogata
- P_r a zónában található ^{10}B fogyása:

$$P_r(t) = \int_0^V \{ \sigma_a^1 \phi^1 + \sigma_a^2 \phi^2 \} d^3r = P_r$$

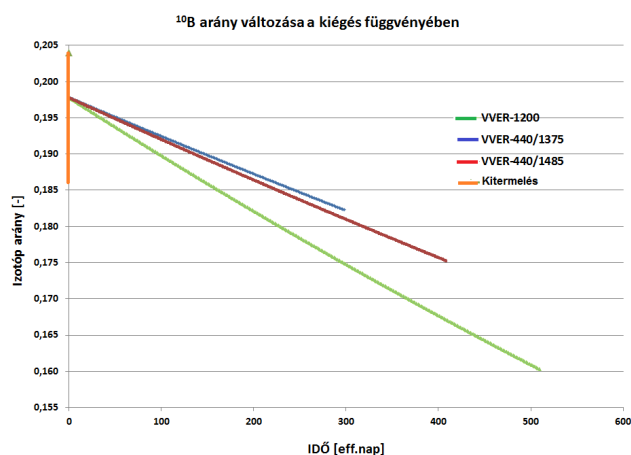
Megjegyzendő hogy a P paraméter, ebben a gondolatmenetben eléggé egyszerű becslés eredménye lesz (állandónak vesszük), de ismert, hogy sok paramétértől függhet, úgymint:

- **Neutronfluxus:** minél nagyobb a neutronfluxus, annál nagyobb a bomlás valószínűsége,
- **Üzemanyag-összetétel:** az üzemanyagban található egyéb neutronelnyelő anyagok (pl.: Gd) esetén kevesebb neutron éri el a ^{10}B -atommagokat,
- **Reaktor típusa és mérete:** A különböző típusú reaktorokban (PWR, VVER) eltérő a reaktor mérete, a neutronfluxus eloszlása és a hűtővíz keringése,
- **Termohidraulika:** A hűtővíz paraméterei befolyásolják a zóna viselkedését.

Az ismertetett modell lehetőséget ad az izotóparány becslésére a VVER-440-ben. A szükséges paramétereket a KARATE modell alapján határoztuk meg a régebbi (1375 MW_{th}) és az újabb (1485 MW_{th}) zónákra, figyelembe véve, hogy régebben a kampányok rövidebbek voltak. A kiinduló adatokat az 1. táblázat, az időfüggést a 2. ábra mutatja. Összehasonlításnak megadjuk a VVER-1200 zónára vonatkozó adatokat is.

1. táblázat: VVER reaktorok reaktorfizikai paramétereinek átlagértékei

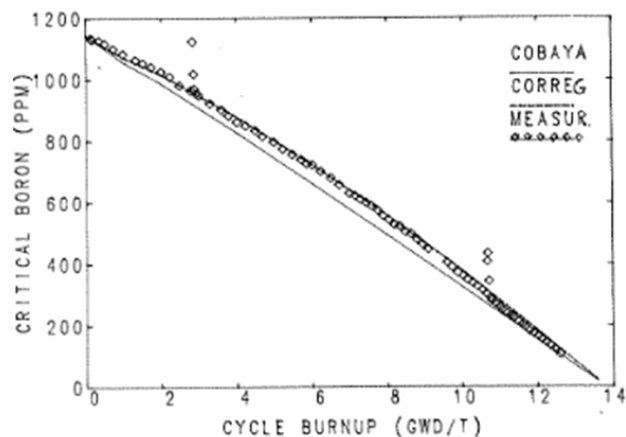
	VVER-440	VVER-440	VVER-1200
Reaktor term. teljesítménye [MW]	1375	1485	3200
Epitermikus fluxus [$\text{cm}^{-2}\text{sec}^{-1}$]	$2,963 \cdot 10^{14}$	$3,2 \cdot 10^{14}$	$4,3 \cdot 10^{14}$
Termikus fluxus [$\text{cm}^{-2}\text{sec}^{-1}$]	$2,77 \cdot 10^{13}$	$3,0 \cdot 10^{13}$	$4,0 \cdot 10^{13}$
^{10}B epitermikus absz. hkm [barn]	44		
^{10}B termikus absz. hkm [barn]	2100		
A primer kör térfogata [m^3]	~220		290
A zóna térfogata [m^3]	~10		13
Bórsav a kampány elején [g/kg]	7,0	7,5	8,5
Kampányhossz [effektív nap] (s)	300 ($25,9 \cdot 10^6$)	400 ($34,6 \cdot 10^6$)	510 ($44,1 \cdot 10^6$)

2. ábra. A ^{10}B szegényedése a VVER-440 reaktor régebbi és korszerűbb kampányai alatt. A kezdeti összetétel-bizonytalanságot sárga színnel a függőleges tengelyen jelezzük

A 2. ábrából látszik, hogy a kisebb teljesítményű, rövidebb kampányok esetén a ^{10}B szegényedése kevésbé észrevehető, mint az új, korszerűbb kampányoknál, feltételezve, hogy minden kampány friss, természetes összetételű bórsavval indul. Úgy is fogalmazhatunk, hogy a kisebb teljesítményű és rövidebb kampányok esetében a kezdeti bórsavösszetétel bizonytalansága és a bór kiégése összemérhető hiba határon belül, és ezt jól lefedi a bórsav pontosságára adott pontossági kritérium.

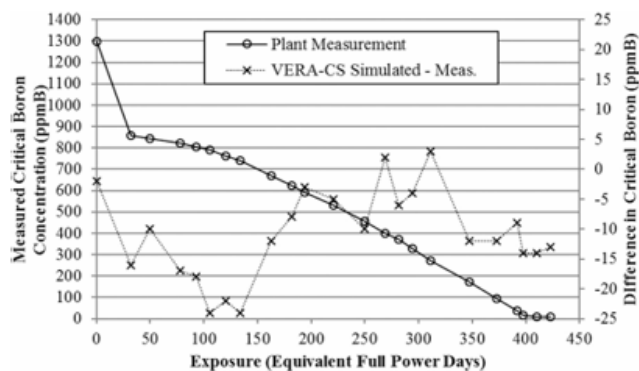
A bór kiégése a szakirodalomban

A legkorábbi összehasonlítást egy spanyol $1000 \text{ MW}_{\text{th}}$ teljesítményű erőműre találtuk [10], ahol az Almaraz-II PWR egy 12 hónapos kampányát vizsgálták, a KOBAYA program felhasználásával. A kampány 6,5-7 g/kg kezdeti bórsavértékről indult, de részletes adat nincs róla, csupán a cikkből idemásvolt bórsavgörbe (3. ábra). A mérésre utaló körök és a ^{10}B kiégésével hangolt kevéscsoport állandókat használó kampányszámítás jól illeszkednek egymásra. A kétféle számítás a kampány közepén mintegy 0,36 g/kg eltérést mutat.

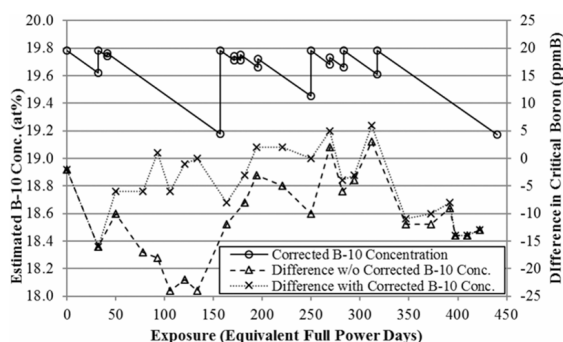


3. ábra. A mért, számított és hangolt könyvtár hatásait mutató kritikus bórsav a kiégés függvényében a spanyol Almaraz-II PWR reaktor kampányára

Az USA (Oak Ridge National Laboratory) egyik széles körben használt reaktorfizikai programrendszere a VERA (The Virtual Environment for Reactor Analysis) is használja a ^{10}B kiégésével kapcsolatos modellt. A 2017-ben a Nuclear Science and Engineering-ben [12] megjelent cikkükben a $3100 \text{ MW}_{\text{th}}$ Watts Bar erőművel kapcsolatban közöltek mérés - és számítás-összehasonlítást, ezekből két ábrát átvettünk (4. és 5. ábra). A cikkben feltételezik, hogy a 4. ábrán bemutatott kritikus bórsavval kapcsolatos kampánymenet és a mérés - számítás közti különbséget a ^{10}B -izotóp kiégése okozza. A szerzők elismerik az izotópmérés hiányát, de „mérnöki tapasztalat”-ra hivatkozva megismétlik a számítást a bórsav izotóp-összetétel gyengítésével, aminek következtében a mérés és számítás közti hiba csökkenthető volt (5. ábra)

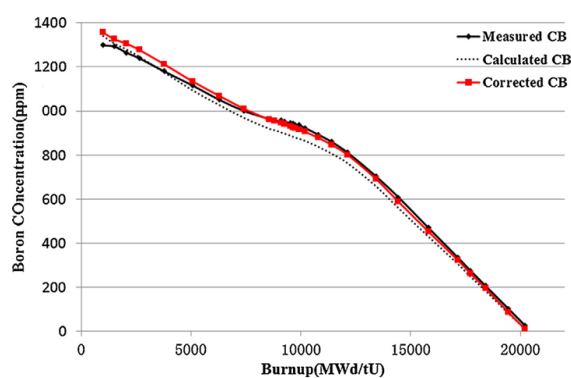


4. ábra. A Watts Bar egy kampányára mért kritikus bórsav és a VERA által számított értékek méréstől való eltérése az idő függvényében

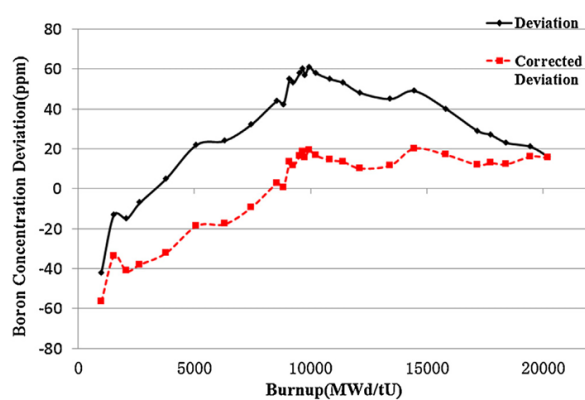


5. ábra. A Watts Bar egy kampányára a mért és VERA által számított bórsavkülönbség a ^{10}B kiegészítés figyelembe vételével

A Daya Bay-i erőműre (2. blokk és 35. kampány) már izotópmérésekkel alátámasztott bórsavgörbe szimulációt találtunk (lásd [4]). Ez a PWR francia - kínai együttműködésben készült, 1000 MW_e teljesítményt szolgáltat, a tervezett kampányhossz 18 hónap. Ebben az esetben is csak a kritikus bórsavra vonatkozó adatokat másoltuk ki a cikkből (lásd 6. és 7. ábra). Jól megfigyelhető a vizsgált kampánymenet alatt a mért és számított érték közti kezdetben növekvő, majd csökkenő különbség, amit a ^{10}B kiegészítés figyelembe vételével hathatósan le tudtak csökkenteni. A cikk külön érdeme, hogy felhívja a figyelmet az izotóparány mérésének fontosságára. Érdemes megfigyelni a 7. ábrán, hogy a kampány elején is történt valamilyen hangolás, hiszen a BOC állapot közelében történik 20 ppm változás.

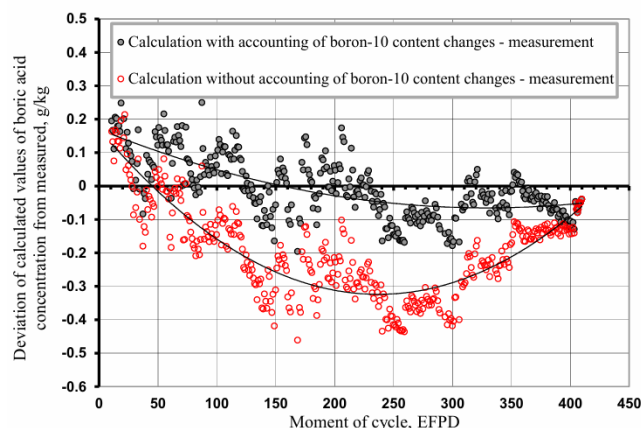


6. ábra. A Daya Bay-i erőmű egy kampányára a mért (folytonos fekete vonal) és számított (szaggatott vonal) kritikus bórsav mellett a mérések alapján a ^{10}B kiegészít figyelembe vevő számított értékek találhatók a kiegész függvényében (a kampány 18 effektív hónap hosszú)



7. ábra. A 6. ábrán bemutatott mért és számított görbék különbsége.

A Kurcsatov Intézet is használ izotóparánnyal kapcsolatos hangolást. Erről Helsinkiben, a 26. AER konferencián tartottak előadást [13]. A 8. ábrát ebből a cikkből vettük. A különbség jelentős csökkenése nehezen értékelhető, mivel a cikkben az izotópváltozásról és egyéb mérési feltételekről nincs részletes információ. A kampányt eredetileg 18 hónaposnak adják meg (540 effektív nap), nem világos, miért csak 450 napra történt számolás.



8. ábra. Egy VVER-1000-s erőmű esetében a mért és számított kritikus bórsav különbsége (piros körök) és ugyanez a számolás a ^{10}B kiegészítés figyelembe vételével (fekete körök)

A bőrkiegészítés becslése VVER-440 esetére

A fenti példák jelzik, hogy a ^{10}B kiegészítésének hatása nagyobb reaktorteljesítmény mellett és hosszabb kampányok esetén megjelenik. Egyes esetekben ezt a kampánytervezést végzők tudomásul veszik (AREVA által fejlesztett SMART, Westinghouse által használt ANC program), de számos tanulmány becslést is ad a bórszegényedés hatására [1-3, 14-15].

Az 1. táblázatban ismertetett adatok felhasználásával és a 2. ábrán látott kiegészítésnek megfelelően a [12]-es tanulmányt követve egy egyszerű becslést adunk a VVER típusú reaktorok kampánymeneteire. A gondolatmenet az (1)-(3) egyenletek átalakításán alapul.

Egy kampány során a primer körbe tiszta víz hozzáadásával, esetenként tömény oldat bekeverésével változik a bórsav koncentrációja. Ehhez adódik még a ^{10}B kiegészítése. A folyamatokat a következő elsőrendű differenciálegyenletekkel adhatjuk meg:

$$\frac{d^{10}\text{B}}{dt} = -\frac{V_c}{V_P} P^{10}\text{B} + \frac{v_B A \alpha}{V_P \rho_P} - \frac{v_B}{V_P \rho_P}^{10}\text{B} - \frac{v_D}{V_P \rho_P}^{10}\text{B} \quad (4)$$

$$\frac{d^{11}\text{B}}{dt} = \frac{v_B A (1 - \alpha)}{V_P \rho_P} - \frac{v_B}{V_P \rho_P}^{11}\text{B} - \frac{v_D}{V_P \rho_P}^{11}\text{B} \quad (5)$$

és

$$B(t) = {}^{10}\text{B}(t) + {}^{11}\text{B}(t) \quad (6)$$

ahol:

- ^{10}B Bór-10 izotópkoncentrációja,
- ^{11}B Bór-11 izotópkoncentrációja,
- A Koncentráció a bórozáshoz használt tartályban (40 vagy 13,5 g/kg),
- α Bór-10 izotóparánya a természetes bórban,
- P a teljesítménynek megfelelő fluxussal képzett reakciógyakoriság a bőrkiegészítés meghatározásához, egyszerűsítésként állandó
- v_B a bórozási sebesség,
- v_D a hígítási sebesség,
- V_P a primer kör térfogata,
- V_C az a térfogat, ahol a bór-10 kiég
- ρ_P a primer kör sűrűsége

A feladat megoldását az (5) egyenlet kibővítésével:

$$\frac{d^{11}\tilde{\text{B}}}{dt} = -\frac{V_c}{V_P} P_r^{11}\tilde{\text{B}} + \frac{v_B A (1 - \alpha)}{V_P \rho_P} - \frac{v_B}{V_P \rho_P}^{11}\tilde{\text{B}} - \frac{v_D}{V_P \rho_P}^{11}\tilde{\text{B}} \quad (7)$$

és az effektív bórsav bevezetésével egyszerűsíthetjük:

$$B_{\text{eff}}(t) = {}^{10}\text{B}(t) + {}^{11}\tilde{\text{B}}(t) \quad (8)$$

Az effektív bórsav esetében ugyanis formálisan a ^{11}B -izotóp is kiég, de valójában épp ezzel a kezdeti izotóparány nem változik, azaz használhatjuk a kezdeti természetes bórsav megfelelőjeként. Vezessük be a következő segédmenyiséget:

$$R(t) = \frac{B(t) - B_{\text{eff}}(t)}{B_{\text{eff}}(t)} = \frac{{}^{11}\text{B}(t) - {}^{11}\tilde{\text{B}}(t)}{{}^{10}\text{B}(t) + {}^{11}\tilde{\text{B}}(t)}$$

A közelítő számításokban feltesszük, hogy a kampány „eseménytelen”, azaz nincs tervezetten kívül bórozás, a teljesítmény és így P paraméter állandó, és a hígítást is állandónak vehetjük, ami tulajdonképp a természetes veszteség tiszta vízzel történő pótlását jelenti. Ekkor R arány egyszerűen megadható [9]:

$$R(t) \approx \frac{{}^{11}\text{B}(0)}{{}^{10}\text{B}(0) + {}^{11}\text{B}(0)} \frac{P_r}{b^* - P_r} \frac{e^{-(b^* - P_r)t} - 1}{e^{P_r t} - 1} = {}^{11}\text{B}(0) \frac{P_r}{b^* - P_r} \frac{e^{-(b^* - P_r)t} - 1}{e^{P_r t} - 1}$$

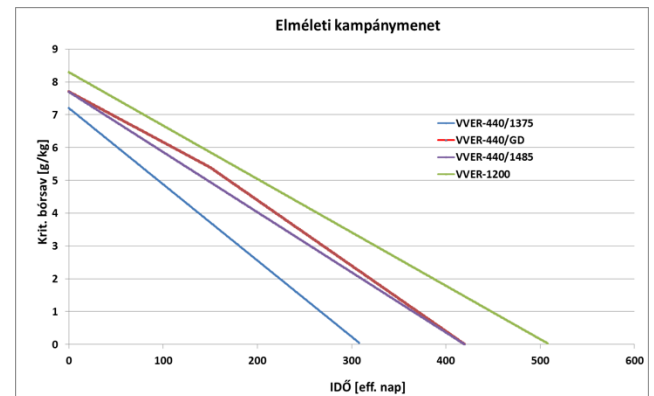
és ezzel a kiegészítés során a bórsavkülönbség:

$$C_b^{\text{mért}} - C_b^{\text{számolt}} \approx C_b^{\text{számolt}} * R(t) \quad (9)$$

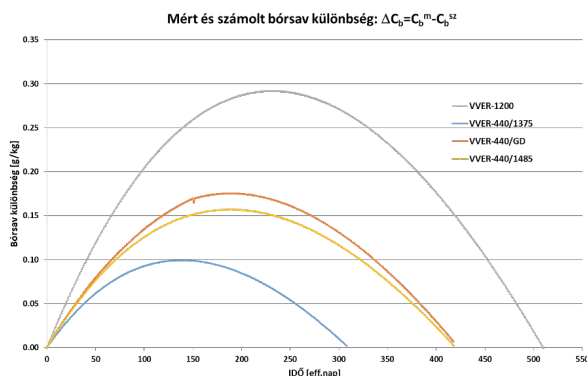
Megjegyezzük, hogy az utóbbi egyenletekben a b^* az egyszerűsített hígítás paramétere.

A VVER-440 esetében 3 féle „ideális” kampánymenet képzelhető el: a blokkok életének első kampányai alatt a zónateljesítmény 1375 MW volt, és a kampányok kb. 300 napig tartottak. Az utolsó blokk figyelembe vételével 2009-től a teljesítménynövelés eredményeképpen a reaktorok hőteljesítménye 1485 MW lett, és a kampányok kb. 400 napig tartottak. Az új típusú tölteteknél a Gd-s üzemanyag miatt a kampány elején a Gd hatására lassabban változott a bórsav, és ez csak kb. 150 effektív napnál gyorsult fel (lásd 9. ábrát). A VVER-1200 reaktorra az irodalmi adatokból indultunk ki.

A 3+1 ad-hoc kampánymenetre a (9) összefüggés segítségével a mért és számított bórsav különbségére a 10. ábrán bemutatott eredményt kaptuk.



9. ábra. VVER reaktorok elméleti kampánymenetei



10. ábra. VVER reaktorok elméleti kampányaira a modellezett bórsavkülönbség

Figyelembe véve a modellezés és a kampányment egyszerűsítéseit megállapítható, hogy a teljesítménynövelés és a kampánynyújtás együttesen okozhat egy szisztematikus eltérést a mért és a természetes bór adataival homogenizált kevéscsoport állandókat használó számítás között. Így a kampány során mért bórsavban a ^{10}B tartalom fogy, ezért magasabb bórsav-koncentrációt mérünk, mint a számított érték. Az eltérés pedig érzékelhető a hosszabb kampányok esetében, a töltet típusától függetlenül.

Összefoglalás

Irodalmi adatok alapján bemutattuk a mért és számolt bórsav-koncentráció eltérését néhány hosszabb kampány esetében. A cikkekben idézett nukleáris programokról ismert - ha itt nem is volt mód részletezni -, hogy komoly V&V folyamaton mentek át. Az idézett vizsgálatok azt mutatták, hogy az eddig alkalmazott módszerek mellett érdemes finomítani a mérési metodikát és az inputként szolgáló kevéscsoport-könyvtárat, tekintettel a természetes bór izotóparányának kiegészítő megváltozására!

Pontos adatok hiányában a fenti modellek alapján egyszerű becslést végeztünk VVER reaktorok esetére. Az ad-hoc számítások eredménye összhangban van a hivatkozásokban leírt jelenséggel.

A bemutatott vizsgálatok azért is tanulságosak, mert rámutatnak a validációs munka lényegére, fontosságára. Ha egy validált program a gyakorlat során eltéréseket eredményez: eseti hangolást indoklás nélkül nem szabad végezni, figyelembe kell venni a folyamatok minden elemét!

Irodalomjegyzék

- [1] N. Asai, T. Ohno, A. Takahashi, et al., "Evaluation of Boron-10 depletion during pressurized water reactor operation", Trans. Am. Nucl. Soc., 44 (1983)
- [2] G. John, E. Neymotin, „Boron-10 depletion in pressurized water reactors”, Nucl. Sci. Eng., 129 (2) (1998), pp. 195-198
- [3] G. Cai, „10B abundance follows up of reactor main loop soluble boron”, Chin. J. Nucl. Sci. Eng., 27 (2007), pp. 240-242
- [4] T. Shijie et al. „Pressurized nuclear plant 10B abundance evolution study”, Nuclear Engineering and Design, Volume 301, May 2016, pp. 153-156, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.11.020>
- [5] Szatmáry Zoltán, „Az atomenergia hasznosítása és a fizika”, Fizikai Szemle 55.évf. 1. sz (2005.január) https://epa.oszk.hu/00300/00342/00181/pdf/FizSzem_EPA00342_2005_01.pdf
- [6] <https://periodusosrendszer.hu>
- [7] G. Hordósy, A. Keresztúri, Cs. Maráczky, "Methodological Studies on the VVER-440 Control Assembly Calculations", Internal Conference on Mathematics and Computations, Reactor Physics and Environmental Analyses, Portland, Oregon, USA, April 30-May 4, 1995, p.1049
- [8] Gy. Hegyi, Cs. Maráczky: "Control Bank Worth Calculation with the KARATE-440 Code", Proceedings of the 7th Symposium of AER, pp.269-283.
- [9] J. Meija, T.B. Coplen, M. Berglund, W.A. Brand, P. De Bièvre, M. Gröning, N.E. Holden, „Atomic weights of the elements 2013”, Pure and Applied Chemistry, vol. 88, 2016, pp.265-291
- [10] J.M. Aragonés, C. Ahnert, "Isotopic Depletion of Soluble Boron in a PWR", Proc. of ANS Winter Meeting, 1998.
- [11] J.M. Aragonés, C. Ahnert, "A Linear Discontinuous Finite Difference Formulation for Synthetic Coarse-Mesh FewGroup Diffusion Calculations", Nucl. Sci. Eng., 94, 309 (1986)
- [12] Brendan Kochunas, et al. "VERA Core Simulator Methodology for Pressurized Water Reactor Cycle Depletion", Nucl. Sci. Eng., 185 (1) (2017) DOI: <http://dx.doi.org/10.1080/00295639.2016.1271248>
- [13] M. A. Sumarokov et al. „Accounting of boron-10 content changes in boric acid during fuel burnup in reactor VVER-1000”, 26th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, 10 – 14 October 2016, Helsinki, Finland
- [14] Tan, S., Hu, R., et al., „Pressurized nuclear plant 10B abundance evolution study”, Nucl. Eng. Design 301, pp. 153–156.
- [15] Santamarina, A., Collignon, C., Garat, C., „French calculation schemes for light water reactor analysis” In: PHYSOR 2004 - The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments

A ZR-6 kritikus rendszeren mért reaktivitás-együtthatók szimulációja reaktorfizikai kódok segítségével

Hegyí György¹, Temesvári Emese²

¹AEMI

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

²HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, AEKI

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

A ZR-6 kritikus rendszer, amelyben a VVER reaktorok kazettáira jellemző elrendezéseket vizsgáltak, már többször volt téma a Magyar Nukleáris Társaság (MNT) szimpóziumaiban. A mérések egy kisebb csoportja, a reaktivitás-együtthatók, ezekből a vizsgálatokból kimaradtak. Ennek oka részben az volt, hogy ezeket a méréseket szükséges volt újra kiértékelni, így csak később váltak az "International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments" adatbázis részévé. Ugyanakkor ezek az adatok kulcsfontosságú szerepet játszanak az atomerőművek biztonságos és hatékony üzemeltetésében. A mérések segítségével pontosabban megérthetjük a reaktorfizikai folyamatokat, és hatékonyabb biztonsági rendszereket fejleszthetünk.

Egy adott elrendezés esetében a moderátor és üzemanyag hőmérsékletének homogén megváltoztatása a kritikus vízszint megváltozását eredményezi. A hőmérsékleti együttható a kritikus vízszintváltozás reaktivitásértékével arányos. Az adatokat a KARATE [5] programrendszer részét képező MULTICELL és COREMICRO 2D finomháló diffúziós kódokkal, valamint a NURESIM projekt keretében az APOLLO2 francia programmal szimuláltuk [11]. Az MCNP4C2 [18] Monte Carlo-modell alkalmazásával a méréseket befolyásoló 3D hatásokat elemeztük.

Bevezetés

A zéró teljesítményű reaktorok a nukleáris ipar fejlődésének alapvető eszközei a kezdetektől napjainkig [1]. Biztonsági kérdések megoldásával, reaktortechnológia és számítási modellek fejlesztésével, valamint az új típusú reaktorok modelljeinek validálása során ezek a reaktorok kulcsszerepet játszanak az atomenergia fenntartható és felelős hasznosításában, ugyanakkor számos előnnyel rendelkeznek:

- **egyszerűbb modellezés:** a kis teljesítmény miatt gyakorlatilag nem keletkezik hő, így könnyebben modellezhető a reaktor viselkedése,
- **állandó üzemanyag-összetétel:** az alacsony teljesítmény miatt az üzemanyag összetétele nem változik jelentősen működés közben, ami megkönnyíti a kísérletezést,
- **rugalmas kísérleti lehetőségek:** a berendezés úgy alakítható ki, hogy a mérőműszereket optimális helyen lehessen elhelyezni az aktív zónában és annak közelében.

Ezen tulajdonságok miatt rendkívül biztonságosak ezek a létesítmények, ugyanakkor lehetővé teszik a különféle reaktorfizikai jelenségek részletes tanulmányozását, ami működő erőművekben lehetetlen.

A cikk rövid áttekintést ad a ZR-6 kritikus rendszer 50 éves történetéről és szerepéről a VVER számítások minősítésében. A mérések egy kisebb csoportja, a reaktivitás-együtthatók, ezekből a vizsgálatokból eddig kimaradtak. A gondos, két lépésben történő kiértékelési módszer bevezetésével az adatok ellentmondásmentessé váltak [13]. A második rész az izotermikus reaktivitás-

együttható mérések ismertetésével és felhasználásával foglalkozik.

A ZR-6: múlt és jelen

Általában két fő módja van az atomerőművek biztonságával kapcsolatos kutatás támogatásának:

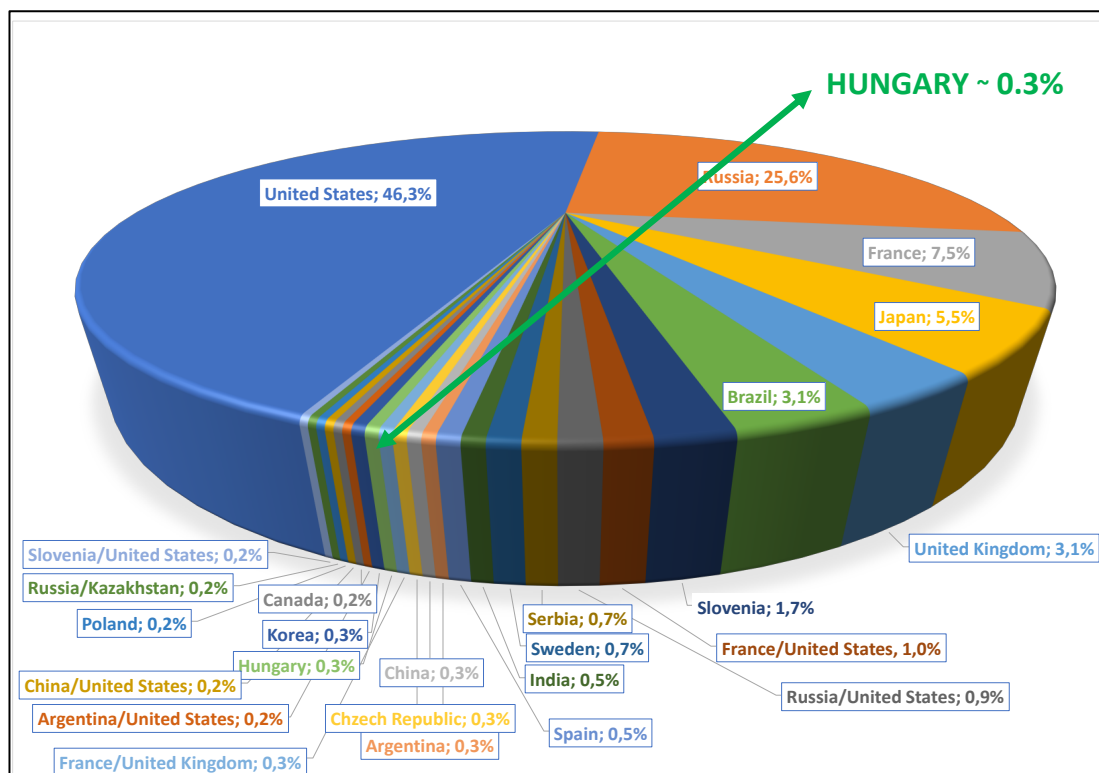
- kísérleti jellegű, ahol speciálisan kialakított kísérleti rendszerek, például termohidraulikus hurkok, vagy kis teljesítményű kutatóreaktorok használhatók az atomerőmű releváns állapotának vizsgálatára [1-3],
- analitikus megközelítésű, amely a validált számítógépes kódok felhasználásán alapul [4-5].

A ZR-6 volt az első zéró teljesítményű kritikus reaktor a VVER típusú erőműveket alkalmazó országokban, de a KFKI hatodik ilyen típusú berendezése. Az első kritikusági kísérletet 1972 őszén hajtották végre, és ez a reaktor 1990-ig működött, amikor is az üzemanyagrudakat visszaadták a gyártónak.

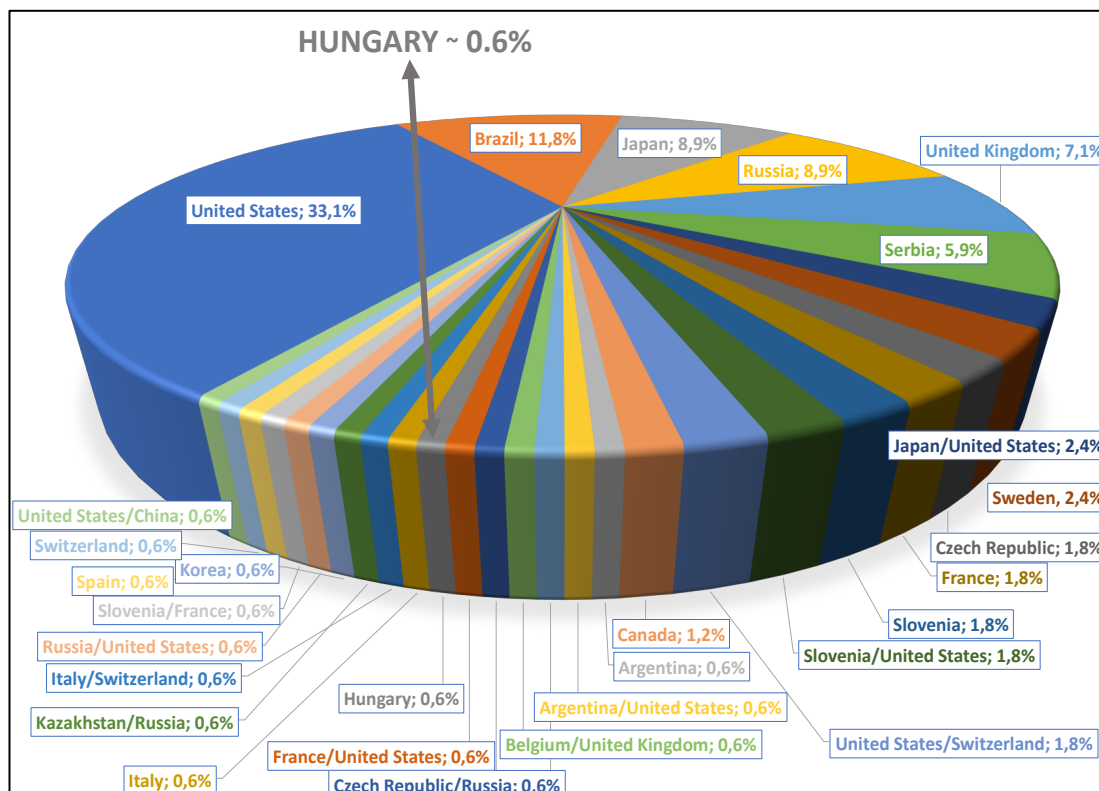
A méréseken közel 60 külföldi és magyar kutató dolgozott balesetmentesen (!). A nemzetközi csapat és a nagy mennyiségű adat szükségessé tette, hogy a mért adatokat egységes rendszerben, könnyen áttekinthető és újraértékelhető formátumban, azaz számítógépes adathordozón tárolják. Az archiválás mellett egy átfogó adatértékelési program is készült, amely szintén hozzájárult a hatékony munkához és az átlátható értékeléshez [6]. Végül 335 különböző konfiguráció kapott benchmark státuszt, amelyek többségét 15 különböző mérési módszerrel vizsgálták. A kísérleten közel 60 külföldi (bolgár, cseh, finn, kubai, német, orosz, szlovák) és magyar kutató dolgozott. Az 1. és 2. ábra a berendezés nemzetközi jelentőségét mutatja nemzetközi összehasonlításokban [7-8].

Az első kritikusság óta eltelt 50 évre visszatekintve megállapíthatjuk, hogy a ZR-6 mérések a magyar felhasználókön kívül megjelentek 1990 óta minden olyan

nemzetközi projektben, amely VVER reaktorszámítást is tartalmazott („NURESIM”; „NEA: KALININ benchmark”; „NEA: ROSTOV benchmark”) [9-11].



1. ábra: A ZR-6 jelentősége (0,3 %), a nemzetközi kritikussági benchmark projekt adatai alapján (ICSBEP) [7]



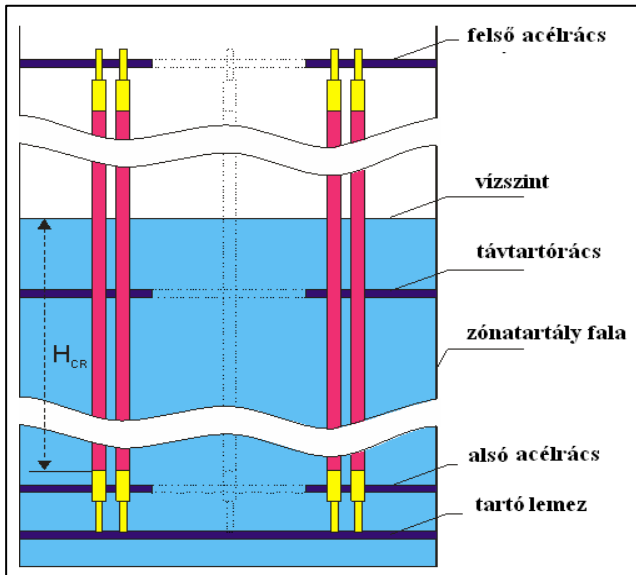
2. ábra: A ZR-6 jelentősége (0,6 %), a nemzetközi reaktorfizikai projekt adatai alapján (IRPhEP) [8]

Az izotermikus reaktivitás-együttható mérése a ZR-6 reaktorban

Fontos kérdés a reaktor kritikus állapotának változása az üzemi körülmények hatására, amely nem csak a biztonság, de a modellezés vonatkozásában is jelentős érdeklődésre tart számot. Egy ilyen paraméter a hőmérséklet, amely a VVER reaktorok esetében üzemi körülmények között 200 °C és 310 °C között változik. A ZR-6 esetében a mérési tartomány ennél jóval alacsonyabb, 20 és 130 °C közé esett. Ez nem csak a mérési tartomány kiterjesztését jelentette, de igen érdekes abból a szempontból is, hogy a kódvalidáció tekintetében itt egy sor érdekes modellezési kérdéssel találkoztunk (Doppler-effektus; moderátorparaméterek; hőtágulás; termikus neutron spektrális eltolódása).

Mérések előkészítése

Ismeretes, hogy a ZR-6 kritikus rendszerben a vizsgált összeállítás kritikusságát a mérések során a zóna vízszintje szabályozza [5]. A berendezés lényeges elemeit a 3. ábra szemlélteti. A kritikus állapotban lévő üzemyagrudakat és moderátort tartalmazó rendszer elméletileg mentes a perturbációktól.



3. ábra: A ZR-6 zóna axiális elrendezése

Ezt a kísérleti elrendezést a szakirodalom „clean core”-nak nevezi. Szintén jelentős különbség a valódi reaktorkazettához képest a reflektortartomány, amely a mérések esetében radiális irányban moderátor, axiális irányban a felső rész un. száraz rács, alatta pedig moderátor és szerkezeti anyag. A radiális és axiális kifolyás $\{\lambda_r; \lambda_z\}$ paramétereit a részletes eloszlásmérések alapján határoztuk meg ([5]; [13]). A könnyebb modellezés érdekében, az üzemyagpálcák elrendezése általában hengeres geometriájú volt, de minimum 30 fokos forgási szimmetriával rendelkezett. A hőmérsékletváltozással kapcsolatos méréshez egy sor fejlesztésre volt szükség: a reaktortartályt fel kellett készíteni a magasabb hőmérséklettel kapcsolatos technikai feladatokra, a vízszintmérést módosítani kellett, meg kellett oldani a hőmérsékletmérést és a nyomásnövelést. A mérés fontos jellemzője, hogy a hőmérsékletváltozást nem a nukleáris

teljesítmény, hanem az erre a célra beépített, zónakosáron kívül elhelyezett elektromos kályha biztosította!

A mérés metodikája

A mérés elve a következő egyszerű megfontoláson alapul. Tegyük fel, hogy a kritikus paramétereket adott elrendezésben ismerjük {átlaghőmérséklet: T ; kritikus vízszint: H_{cr} és a reaktivitás-együttható: $\partial\rho/\partial H$ }. Ha ezután megváltoztatjuk a hőmérsékletet ΔT fokkal, a kritikus vízszint elmozdul ΔH értékkel, azaz:

$$0 = \rho(H_{cr} + \Delta H, T + \Delta T) - \rho(H_{cr}, T) = \frac{\partial\rho}{\partial T}\Delta T + \frac{\partial\rho}{\partial H}\Delta H \quad (1)$$

Innen a következtetés:

$$\frac{\partial\rho}{\partial T} = -\frac{\partial\rho}{\partial H}\frac{\Delta H}{\Delta T} \quad (2)$$

A gyakorlatban a $\partial\rho/\partial T$ mérés lépései a következők:

1. A moderátor hőmérsékletének beállítása, majd a zónakosárba pumpálása (abszorbensek segítségével a zóna szubkritikus) és várakozás a termikus egyensúly kialakulására.
2. A zónában a moderátor szintje enyhén szuperkritikus állapotnak felel meg. Az abszorbensek gyors eltávolításával a ρ reaktivitás a teljesítményváltozás időfüggése alapján meghatározható.
3. A mérést többször megismételjük, különböző vízszinteknél, hogy a $\rho(H)$ függvény ismeretében a kritikus vízszint és a hozzá tartozó meredekség $\partial\rho/\partial H$ meghatározható legyen. A T hőmérséklet lépésenként meghatározásra kerül, hiszen a mérés ideje alatt a rendszer hőmérséklete lépésenként változhat.
4. Az 1.-3. lépést a hőmérséklet 5-10 fokkal megváltoztatásával megismételjük a maximális értékig (130 °C).

Tehát adott hőmérsékleten a $\rho(H)$ mérése során a hűlés miatt a kritikus vízszint meghatározása egy összetett függvény alapján történhet:

$$\rho(H, T) = \frac{\partial\rho}{\partial H}(H - H_0) \left(1 - \frac{3}{2} \frac{H - H_0}{H_0 + \lambda}\right) + \frac{\partial\rho}{\partial T}(T - T_0) \quad (3)$$

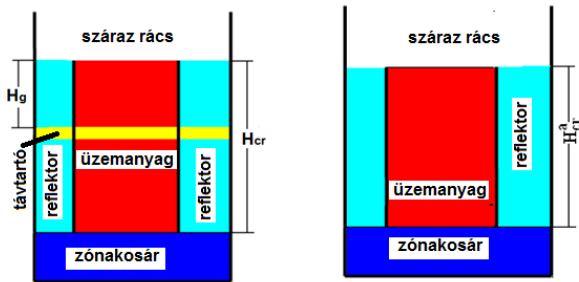
ahol:

- H_0 a kritikus állapothoz tartozó vízszint;
- T_0 a méréshez tartozó referenciahőmérséklet;
- λ a különböző mérésekből már ismert extrapolációs távolság, ami a rácsméret függvénye [13].

A (3) egyenlet, a „mérési eredmény”, egyrészt a mért vízszint tekintetében nem lineáris, másrészt T_0 választása és a méréshez tartozó reaktivitás-együttható is meghatározandó. A végeredmény így csak több lépésben történhet meg, amit [13] részletesen tartalmaz.

Megjegyezzük, hogy az itt vázolt kiértékelés után bizonyos esetekben még további korrekciót kell alkalmazni a kiértékelte adatokon $\{H_{cr}$ és $\partial\rho/\partial H\}$, ha a vizsgált zónában a kritikus vízszint alatt volt a biztonságvédelmi távtartó rács (4.a ábra). Ennek eltávolítása (4.b ábra) nem csak egyszerű

vízszintváltozást jelent, de reaktivitásváltozást is, ami ugyancsak okozhat kritikus vízszintváltozást.



4.a. ábra: A ZR-6 sematikus elrendezése a távtartó ráccsal

4.b. ábra: A mérés axiális rajza a korrekció után, távtartó rács nélkül

A távtartó hatását a mért reaktivásra a következő perturbációs összefüggés határozza meg [14] alapján:

$$\Delta\rho(H,T,C_B) = \eta(T,C_B) \frac{\cos^2(B_z z_g)}{\frac{H_{cr}}{2} \left(1 + \frac{\sin(B_z H_{cr})}{B_z H_{cr}}\right)} \quad (4)$$

ahol:

- $\eta(T, C_B)$ a rács anyagának és vastagságának a hatása,
- $z_g = H_g - \frac{H_{cr}}{2}$ a rács távolsága a zóna középvonalától,
- B_z a radiális görbületi tényező:

$$B_z^2 = \left(\frac{\pi}{H_{cr} + \lambda_z} \right) \quad (5)$$

Az izotermikus reaktivitás modellezése során használt programok

A víz-urán (VVER esetében LEU) rendszerek hőmérsékleti reaktivitási együtthatója fontos paraméter, amit a tervezésben, a szabályozásban és a biztonság tekintetében ismerni kell, ezért a mérések és modellezések folytonos érdeklődésre tartanak számot [16-17]. A számítási módszerek és a magadatkönyvtárak fejlődése, a Doppler-effektus és a termikus neutron spektrális eltolódása nem csak elméleti kérdés, de a kevéscsoport-gyártás esetében fontos ezeket a fizikai folyamatokat lehető legpontosabban figyelembe venni.

1.táblázat: A modellezésben használt kódok néhány lényeges jellemzője

Magadat	Könyvtár	Program
bármelyik	Energiában folytonos	MCNP4C2: 50 passzív; 600 aktív ciklus ciklusonként 25000 neutron
JEFF-2.2	CEA93.V (172 csoport)	APOLLO2.7: 1D/2D geometria önárnyékolás számítása sokcsoport fluxus: P_{ij} / SN / MOC
ENDF/B-VI	NJOY & PEACO használatával (35 epitermikus +35 termikus energia csoport)	MULTICELL: cella és kazetta szintű geometria árnyékolt XS a ^{235}U ; ^{238}U ; ^{239}Pu -ra P_{ij} & termalizáció Cadilhac model COREMICRO: 2D hatszöges FM geometria 2 v. 4 csoport HKM (MULTICELL) spektrális korrekció

A ZR-6-on kilenc kritikus összeállításon végeztek hőmérsékletvizsgálatokat, amelyek közül kettőt a NURESIM projekt keretében is kiértékelünk az APOLLO2.7 program segítségével. A számításokat a KARATE programrendszer moduljaival is elvégeztük. Néhány érzékenységi számításhoz az MCNP4C2 Monte-Carlo programot használtuk. A számítógépes eszközök részletes leírását [5]-ben adtuk meg, a legfontosabb jellemzőket az 1. táblázatban foglaltuk össze.

A Monte-Carlo-számítások

A ZR-6 kritikus rendszer specifikációja alapján [14] a mérések szimulációjához két Monte-Carlo-input készült. Mindegyik egy 30 fokos forgásszimmetrikus szektort ad meg. A részletesebb leírás tartalmazza a zónakosár elemait beleértve az üzemanyagpálcák alsó és felső rögzítését, a mozgatható biztonsági rácsot, a zónakosár alsó szerkezeti elemait, a reflektortartományt a kosár falával együtt és a kritikus szint feletti szárazrácsot (lásd 4.a ábra.). A „clean core” modell egy egyszerűbb leírás, amely megfelel a 4. b. ábrának. A jelenlegi modellezésben az ENDF/B-VI könyvtárat használtuk. Minden Monte-Carlo-számítást legalább 50 passzív és 600 aktív ciklus felhasználásával végeztek, ciklusonként 25000 vagy több neutronnal [5].

Az inhomogén hőmérséklet-eloszlás kritikusságra gyakorolt hatásának vizsgálatára érzékenységi teszteket végeztünk. Mivel a mérőrendszert közetgyapot hőköpeny borította, a rendszer hővesztesége viszonylag kicsi volt, másrészt az üzemanyagot a moderátor melegítette fel, ami a mérési tapasztalatok szerint körülbelül 10 percet vett igénybe. A zóna különböző pontjain elhelyezett termopárok szerint a mérési aszimmetria maximum 0,75 °C volt. A hőmérsékletkülönbség okozta perturbációt az üzemanyagpálcák között, illetve a reflektortartományban lévő moderátor hőmérsékletének 1 °C-kal való csökkentésével vizsgáltuk. Alapesetben a hőmérséklet 400 K volt (lásd 2. táblázat). Ezekben az esetekben a sajátértékre az iteráció pontossága: $7 \cdot 10^{-5}$.

2. táblázat: 1 K hőmérsékletkülönbség hatása a szorzótényezőre 400 K esetén

rács típus (rácsméret [mm]/ dúsítás [%]/ bórsav [g/l]/ pálcaszám)	reflektor régió hatása	pálcák közötti moderátor hatása
162/161 (12,7/3,6/1,1/1765)	0,00002	0,00026
246/154 (12,7/3,6/0,0/805)	0,00003	0,00026
161/161 (12,7/3,6/4,0/1765)	0,00001	0,00019
163/161 (12,7/3,6/5,8/1765)	0,00001	0,00015
188/188 (11,0/3,6/0,0/1765)	0,00002	0,00025

Amint az az eredményekből látható, az ilyen hőmérsékletváltozás hatása elhanyagolható a mérési pontosság mellett.

További bizonytalanság a kísérletekben a mozgatható rácslemez modellezése, ami különösen akkor érinti a kritikusságot, ha az a moderátor szint alatt van. A (4) perturbációs képlet ellenőrzéséhez kiszámoltuk a sokszorozási tényezőt a kétféle input felhasználásával szobahőmérsékleten MCNP-számításokkal, ugyanarra az elrendezésre. A távtartó lemez anyaga a méréseknél alumínium, plexi vagy acél volt. Mindhárom esetre modellszámítást végeztünk. A 3. táblázat eredményeiből látható, hogy a távtartó lemeznél alkalmazott kapcsolat jól működik, a módszer hibája jóval kisebb a mérési pontosságnál, és a számított eltérés csak az acéllemez használatakor észrevehető: $\Delta\rho = 1,4 \cdot 10^{-3}$. Itt σ_t négyzetgyöke a két számítás szórás-négyzetösszegének.

3. táblázat: Az MCNP4C2-vel számított k_{eff} értékek különbsége, a két geometria felhasználásával, 400 K hőmérsékleten

Rács típus (paraméterek-pálcaszám-anyag)	Δk_{eff}	σ_t
246/154 (12,7/3,6/0,0 805 Al)	-4.0e-04	-2.75e-04
163/161 (12,7/3,6/5,8 1765 SS)	1.4e-03	2.82e-04
188/188 (11,0/3,6/0,0 1765 Plexi)	1.0e-04	2.68e-04

Transzportszámítások

A determinisztikus programokkal két mérési sorozatot szimuláltunk. A mérések jellemzőit a 4. táblázat tartalmazza, mindkét összeállításban a távtartó alumínium volt. A számítások bemenő adatai a kritikus vízszintek, a megfelelő hőmérsékletek és a tartomány cellái. A ZR-6

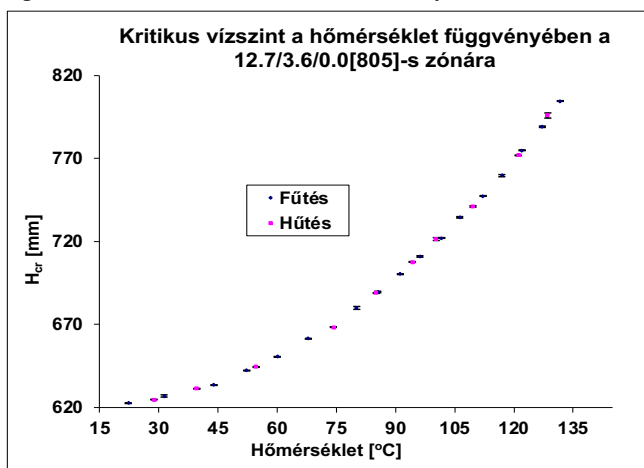
esetében nincs külön információ a zóna hőmérséklettől függő radiális reflektortartományára, ez az input része (moderátortartalmú cellák). Az axiális görbületi tényező a kritikus vízszint (5) függvénye. A két vizsgált mérési sorozat esetében a vízszint - hőmérséklet összefüggést az 5. és 6. ábra mutatja. Érdekes megfigyelni, hogy a kiértékelés után a robusztus rendszer mért adatai mennyire egyeznek egymással az ismételt kísérleti sorozat esetén.

4. táblázat: A szimulált ZR-6 rácsok paraméterei

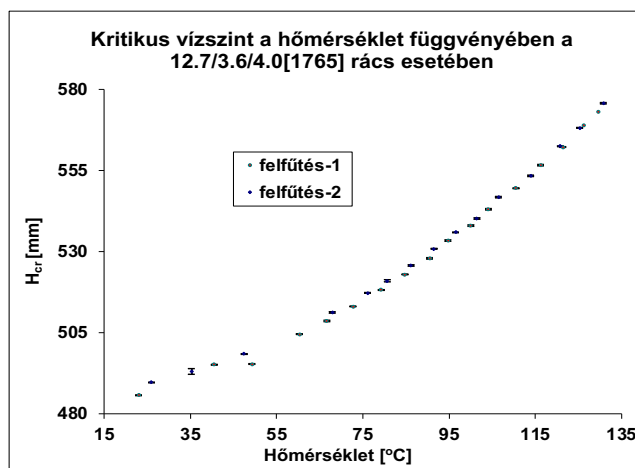
Azonosító	Rácsméret [mm]	Dúsítás [%]	Bórsav [g/kg]	Pálcaszám [-]	Későneutron hányad [-]
246/154	12,7	3,6	0,0	805	0,775
161/161	12,7	3,6	4,0	1765	0,756

A szimuláció során a $\partial\rho/\partial H$ és a $\partial\rho/\partial T$ méréseket ismételt sajátérték-számítással határoztuk meg. Az első esetben az axiális görbületi tényezőben a kritikus vízszint értékét növeltük 5 cm-rel (λ_z csak a rácsparamétertől függ) a másik esetben a hőmérséklet értéket 2 °C-kal: $\partial\rho/\partial p \approx \Delta\rho/\Delta p$, ahol $p := H$ vagy T .

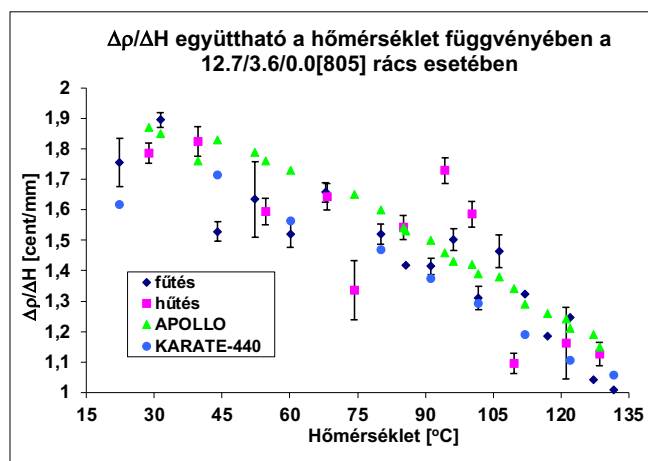
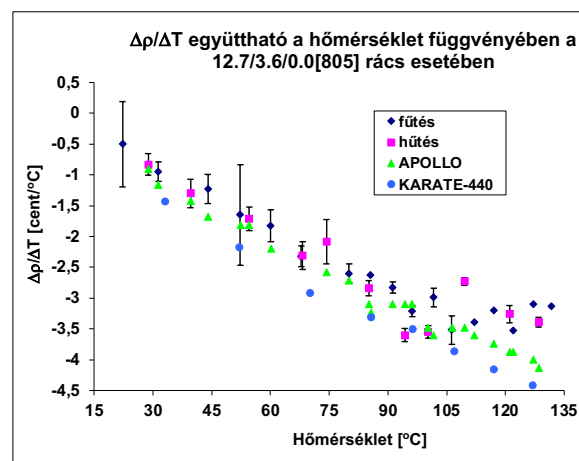
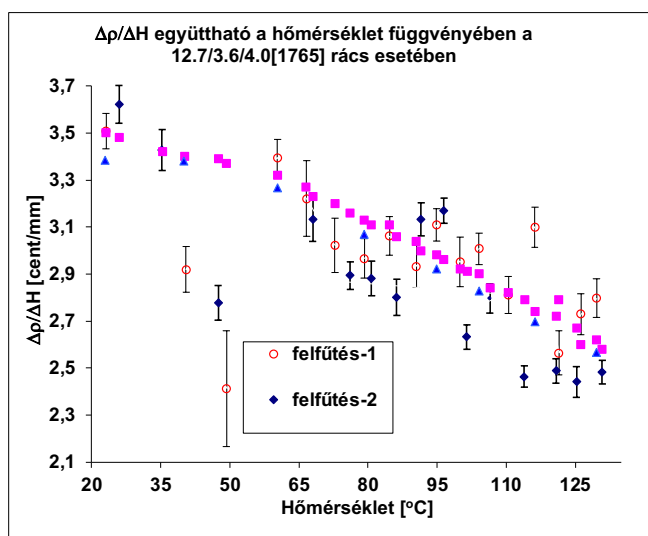
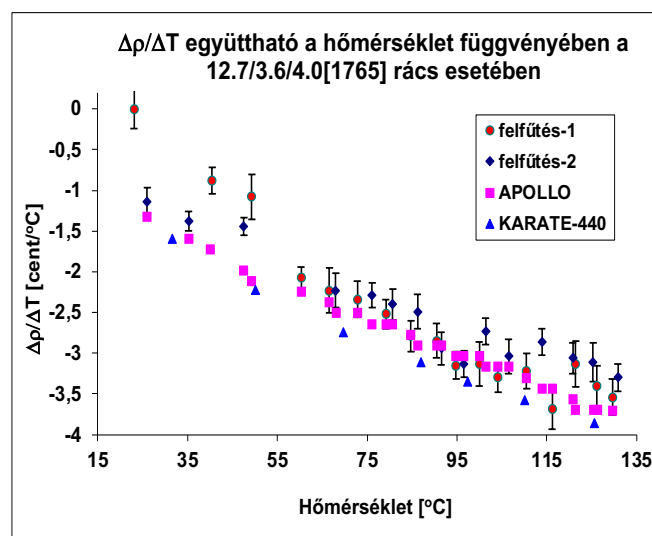
A mért adatokat és a két számítási sorozat eredményeit a 7., 8. és 9., 10. ábrákon mutatjuk be. Látható, hogy mind a két szimuláció alábecsüli a kísérleti eredményeket, bár az APOLLO2 kód eltérése a méréstől kisebb. Ez nem csak a két program eltérő alapkönyvtár- választásának köszönhető, hanem a francia program részletesebb energiafelbontásának is. Az eredményekkel kapcsolatban megemlítendő, hogy a primer mérési eredmények a reaktivitás esetében a származtatott cent értékben voltak meghatározva.



5. ábra: A 246/154 jelű zóna hőmérsékletfüggő kritikus vízszintje a kiértékelés után



6. ábra: A 163/161 jelű zóna hőmérsékletfüggő kritikus vízszintje a kiértékelés után

7. ábra: A mért és számított $\partial\rho/\partial H$ értékek a 246/154 jelű zónára8. ábra: A mért és számított $\partial\rho/\partial T$ értékek a 246/154 jelű zónára9. ábra: A mért és számított $\partial\rho/\partial H$ értékek a 163/161 jelű zónára10. ábra: A mért és számított $\partial\rho/\partial T$ értékek a 163/161 jelű zónára

Összefoglalás

A ZR-6 berendezés legfontosabb feladata a hatszögletű rácsok elemzéséhez használt kódok validálását szolgáló mérési adatok előállítása volt. Ezt a célt az alapvető rácsparaméterek több konfigurációban történő meghatározásával sikerült elérni. A kísérleti adatok megfelelő pontosságát jelzi, hogy a különböző kísérleti technikákkal végzett mérések konzisztens eredményeket adtak. A KARATE programrendszer minősítése nálunk ezen kísérletek alapján is történt, de más VVER üzemeltető országok is hasonló módon jártak el. Sőt, az Európai Unió által indított NURESIM projekt, amely egy felhasználóbarát,

moduláris, könnyen linkelhető, gyorsabb és pontosabb kódokon alapuló univerzális reaktorszimulációs eszköz kifejlesztését tűzte ki célul, felhasználta az új programrendszer minősítéséhez a ZR-6 méréseket.

A rendelkezésre álló mérések mintegy 25%-át felhasználva megállapítható, hogy a KARATE és APOLLO2 programrendszerek ezekben az esetekben alábecsülik a reaktivitásparamétereket. A francia kód hatáskeresztmetszet-könyvtára indokolja, hogy ebben az esetben kisebb az alábecslés.

Irodalomjegyzék

- [1] Marat Margulis, "Zero power reactors in support of current and future nuclear power systems", Nuclear Engineering and Design 425 (2024) 113330, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113330>
- [2] Jéki László, "KFKI"; [https://wigner.hu/sites/default/files/inline-files/\[%C3%A9ki%20L%C3%A1szl%C3%B3%20KFKI.pdf](https://wigner.hu/sites/default/files/inline-files/[%C3%A9ki%20L%C3%A1szl%C3%B3%20KFKI.pdf)
- [3] PMK-2 (IET faciliy); <https://www.oecd-neo.org/tiethysweb/facility/iet/35>
- [4] Teodosi Simeonov, "HELIOS2: Benchmarking Against Experiments for Hexagonal and Square Lattices", 19th AER

- Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety September 21 – 25, 2009; https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/41/035/41035571.pdf
- [5] Hegyi Gy., Hordósy G., Keresztúri A., Maráczy Csaba., „A ZR-6 kritikus rendszer méréseinek felhasználása transzport kódok tesztelésére”, https://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/7_4_176_Hegyi.pdf
- [6] https://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/Szatmary_Nukleon_kulonszam.pdf
- [7] J. B. Briggs, L. Scott, A. Nouri, „International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)”, Nucl. Sci. Eng., 145, 1-10 (2003)
- [8] J. B. Briggs, J. Gulliford, „International Reactor Physics Experiment Evaluation Project (IRPhEP)”, Nucl. Sci. Eng., 178, 269-279 (2014)
- [9] Alekseev, N I; Gurevich, M I; Telkovskaya, O V; Shkarovsky, D A, „Monte Carlo modeling of benchmark experiments performed on the ZR-6 assembly”, Atomic Energy Vol.112, No.1, (May 2012): 67-71. DOI:10.1007/s10512-012-9526-5
- [10] R. M. Ferrer and T. Bahadir, „Validation of new CMS5-VVER nuclear data library using critical experiments and X2 full-core benchmark”, Kerntechnik, February 23, 2021 <https://doi.org/10.3139/124.200001>
- [11] Gy. Hegyi, A. Keresztúri, G. Willermoz, „APOLLO: Analysis of hexagonal critical experiments”, Annals of Nuclear Energy, Vol.36, Issue 9, September 2009, Pages 1431-1439, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2009.06.010>
- [12] R. M. Ferrer and T. Bahadir, „Validation of new CMS5-VVER nuclear data library using critical experiments and X2 full-core benchmark”, Kerntechnik, February 23, 2021 <https://doi.org/10.3139/124.200001>
- [13] Z. Szatmáry, „Additional Data, Amendments, Reevaluations, Supplement to the Final Report of TIC”, Akadémia kiadó, Budapest, 2001.
- [14] Z. Szatmáry, (evaluator), The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO₂ Fuel Rods in Light Water, Handbook of Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC/(99)03/IV Volume IV.
- [15] The Effect of Temperature on the Neutron Multiplication Factor for Pressurised Water Reactor Fuel Assemblies (A Temperature Analysis Benchmark), Nuclear Science NEA/NSC/R(2022)1 November 2023; www.oecd-neo.org
- [16] Mathieu N. Dupont, Matthew D. Eklund, Peter F. Caracappa, Wei Ji, „Experimental measurements of isothermal reactivity coefficient and temperature-dependent reactivity changes with associated uncertainty evaluations”, Progress in Nuclear Energy Volume 118, January 2020, 103131, <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.103131>
- [17] Seiji SHIROYA, Masaaki MORI and Keiji KANDA, „Analysis of Experiment on Temperature Coefficient of Reactivity in Light-Water-Moderated and Heavy-Water-Reflected Cylindrical Core Loaded with Highly-Enriched-Uranium or Medium-Enriched-Uranium Fuel”, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 33, No. 3, p. 211-219 (March 1996)
- [18] J. F. Briesmeister, MCNPTM—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, December 2000