



**K5.32. sz. útmutató**

# **Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

Verzió száma:

**1.**

**2019. július**

Kiadta:

---

Fichtinger Gyula  
az OAH főigazgatója  
Budapest, 2019

A kiadvány beszerezhető:  
Országos Atomenergia Hivatal  
Budapest

## FŐIGAZGATÓI ELŐSZÓ

Az Országos Atomenergia Hivatal (a továbbiakban: OAH) az atomenergia békés célú alkalmazása területén működő, önálló feladat- és hatáskörrel rendelkező, országos illetékességű, központi kormányzati igazgatási szerv, kormányzati főhivatal. Az OAH-t a Magyar Köztársaság Kormánya 1990-ben alapította.

Az OAH jogszabályban meghatározott közfeladata, hogy az atomenergia alkalmazásában érdekelt szervektől függetlenül ellássa és összehangolja az atomenergia békés célú, biztonságos és védett alkalmazásával, így a nukleáris és radioaktív hulladék-tároló létesítmények, nukleáris és más radioaktív anyagok biztonságával, nukleárisveszélyhelyzet-kezeléssel, nukleáris védettséggel kapcsolatos hatósági feladatokat, valamint az ezekkel összefüggő tájékoztatási tevékenységet, továbbá javaslatot tegyen az atomenergia alkalmazásával kapcsolatos jogszabályok megalkotására, módosítására, és előzetesen véleményezze az atomenergia alkalmazásával összefüggő jogszabályokat.

Az atomenergia alkalmazása hatósági felügyeletének alapvető célkitűzése, hogy az atomenergia békés célú felhasználása semmilyen módon ne okozhasson kárt a személyekben és a környezetben, de a hatóság az indokoltnál nagyobb mértékben ne korlátozza a kockázatokkal járó létesítmények üzemeltetését, illetve tevékenységek folytatását. Az alapvető biztonsági célkitűzés minden létesítményre és tevékenységre, továbbá egy létesítmény vagy sugárforrás élettartamának minden szakaszára érvényes, beleértve létesítmény esetében a tervezést, a telephely-kiválasztást, a létesítést, az üzembe helyezést és az üzemeltetést, valamint a leszerelést, az üzemen kívül helyezést és a bezárást, radioaktív hulladék-tárolók esetén a lezárást követő időszakot, radioaktív anyagok alkalmazása esetén a szóban forgó tevékenységekhez kapcsolódó szállítást és a radioaktív hulladék kezelését, míg ionizáló sugárzást kibocsátó berendezések esetén azok üzemeltetését és karbantartását.

Az OAH a jogszabályi követelmények teljesítésének módját az atomenergia alkalmazóival egyeztetett módon, világos és egyértelmű ajánlásokat tartalmazó útmutatókban fejti ki, azokat az érintettekhez eljuttatja, és a társadalom minden tagja számára hozzáférhetővé teszi. Az atomenergia alkalmazásához kapcsolódó követelmények teljesítésének módjára vonatkozó útmutatókat az OAH főigazgatója adja ki.

Az útmutatók alkalmazása előtt mindig győződjön meg arról, hogy a legújabb, érvényes kiadást használja! Az érvényes útmutatókat az OAH honlapjáról ([www.oah.hu](http://www.oah.hu)) töltheti le.

## ELŐSZÓ

Az atomenergia békés célú, biztonságos alkalmazására vonatkozó legmagasabb szintű szabályozást az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény (a továbbiakban: Atv.) tartalmazza.

A nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről szóló rendelkezéseket a 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet (a továbbiakban: Rendelet) és mellékletei, a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok (a továbbiakban: NBSZ) határozzák meg.

A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések betartása mindazok számára kötelező, akik az Atv. 9. § (2) bekezdése szerinti folyamatos hatósági felügyelet alatt állnak, valamint e törvényben előírt hatósági engedélyhez kötött tevékenységet folytatnak, ilyen tevékenységben közreműködnek, vagy ilyen tevékenység folytatásához engedély iránti kérelmet nyújtanak be. A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések mellett a követelmények közé tartoznak az egyedi hatósági előírások, feltételek és kötelezettségek, amelyeket az OAH a nukleáris létesítmény nukleáris biztonsága érdekében határozatban állapíthat meg.

Az NBSZ-ben foglalt követelmények teljesítésére az OAH ajánlásokat fogalmazhat meg, amelyeket útmutatók formájában ad ki. Az útmutatókat az OAH a honlapján közzéteszi. Jelen útmutató az engedélyesek önkéntes alávetésével érvényesül, nem tartalmaz általánosan kötelező érvényű normákat.

A Rendelet 3. § (4) bekezdése alapján, ha a kérelmező a nukleáris biztonsággal összefüggő engedély iránti kérelmét az útmutatókban foglaltak szerint terjeszti elő, továbbá, ha az engedélyes a nukleáris biztonsággal összefüggő tevékenységét az útmutatókban foglaltak szerint végzi, akkor az OAH a választott módszert a nukleáris biztonság követelményei teljesítésének igazolására alkalmasnak tekinti, és az alkalmazott módszer megfelelőségét nem vizsgálja.

Az útmutatókban foglaltaktól eltérő módszerek alkalmazása esetén az OAH az alkalmazott módszer helyességét, megfelelőségét és teljeskörűségét részleteiben vizsgálja, ami hosszabb ügyintézési idővel, külső szakértő igénybevételével és további költségekkel járhat.

Ha az engedélyes által választott módszer eltér az útmutató által ajánlottól, akkor az eltérés indokolása mellett igazolni kell, hogy a választott módszer legalább ugyanazt a biztonsági szintet biztosítja, mint az útmutatóban ajánlott.

Az útmutatók felülvizsgálata az OAH által meghatározott időszakonként, vagy az engedélyesek javaslatára soron kívül történik.

A fenti szabályozást kiegészítik az engedélyesek, illetve más, a nukleáris energia alkalmazásában közreműködő szervezetek (tervezők, gyártók stb.) belső szabályozási dokumentumai, amelyeket az irányítási rendszerükkel összhangban készítenek.

## TARTALOMJEGYZÉK

<b>1. BEVEZETÉS</b>	<b>8</b>
1.1. Az útmutató tárgya és célja	8
1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások	8
1.3. A determinisztikus elemzések végzésének szükségessége	8
1.4. Az elemzésekre vonatkozó általános követelmények és ajánlások	9
1.5. A zónát érintő kísérletek determinisztikus biztonsági megalapozása	11
<b>2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK</b>	<b>14</b>
2.1. Meghatározások	14
2.2. Rövidítések	15
<b>3. A KÓDOK ÉS MODELLEK VERIFIKÁCIÓJÁNAK ÉS VALIDÁLÁSÁNAK DOKUMENTÁLÁSA</b>	<b>16</b>
3.1. Bevezetés	16
3.2. A kódleírás	17
3.3. A verifikáció és a validáció	19
3.3.1. A verifikáció	19
3.3.2. A validáció	20
3.4. Kódfejlesztés, a validáció kiterjesztése	20
<b>4. AZ ADATSZÁRMAZTATÁS DOKUMENTÁLÁSA</b>	<b>21</b>
4.1. Bevezetés	21
4.2. A Kézikönyvek	21
4.3. Az elemzési jelentések	22
4.4. Minőségbiztosítás	23
<b>5. A REÁLISAN KONZERVATÍV ÉS A LEGJOBB BECSLÉSŰ ELEMZÉSEKRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK</b>	<b>23</b>
5.1. Bevezetés	23
5.1.1. Általános követelmények	24
5.1.2. Az elemzések dokumentálása	26
5.1.3. Egyszeres meghibásodás, következmény meghibásodás	26
5.2. Kezdeti események	27
5.3. Reálisan konzervatív elemzések	29
5.3.1. Bevezetés	29
5.3.2. A keretparaméterek	31
5.4. Legjobb becslésű elemzések	33

---

<b>6. A VIZSGÁLT FIZIKAI FOLYAMATOK MODELLEZÉSÉVEL KAPCSOLATOS AJÁNLÁSOK</b>	<b>35</b>
<b>6.1. Reaktorfizika</b>	<b>36</b>
<b>6.2. Termohidraulika</b>	<b>42</b>
<b>6.3. Fűtőelem-viselkedés</b>	<b>45</b>
<b>6.4. A reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok</b>	<b>46</b>
<b>6.5. Az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése, a dózisok becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben</b>	<b>51</b>
6.5.1. Bevezetés	51
6.5.2. A forrástag	52
6.5.2.1. A fűtőelemekből kikerülő aktivitás	52
6.5.2.2. A primerköri hűtőközeg aktivitása	55
6.5.3. Dózisok a létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében	56
<b>7. A VONATKOZÓ ELFOGADÁSI KRITÉRIUMOK TELJESÜLÉSÉNEK ELLENŐRZÉSÉRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK</b>	<b>57</b>
<b>8. MELLÉKLETEK</b>	<b>60</b>

## **1. BEVEZETÉS**

### **1.1. Az útmutató tárgya és célja**

Jelen útmutató célja az NBSZ 5. kötetében előírt determinisztikus elemzésekre vonatkozó hatósági ajánlások rögzítése. Az útmutató a teljesség kedvéért tartalmazza azokat a determinisztikus elemzésekre vonatkozó NBSZ-pontokat, amelyek további magyarázatot nem kívánnak.

Az útmutató kizárólag a kutatóreaktorok determinisztikus elemzéseire vonatkozik, más nukleáris létesítmények elemzéseire hasonló, de konkrétan esetleg eltérő szabályok vonatkoznak.

A determinisztikus elemzések fogalomköre tágabb, mint az útmutató által érintett determinisztikus elemzések köre. Az útmutató nem vonatkozik a súlyos balesetek determinisztikus elemzésére, és ugyancsak nem képezik tárgyát a szilárdsági, fáradási és öregedési elemzések.

### **1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások**

A nukleáris biztonsági követelmények jogszabályi hátterét az Atv. és a Rendelet szabályozza.

### **1.3. A determinisztikus elemzések végzésének szükségessége**

Determinisztikus elemzéseket a kutatóreaktorok létesítésének és üzemeltetésének különböző szakaszaiban végeznek. Ezek az elemzések egyfelől a tervezés, elsősorban a biztonsági rendszerek tervezésének bázisul szolgálnak, másfelől igazolják, hogy a tervezett és a megvalósult rendszerek biztonságosak.

A determinisztikus biztonsági elemzések alapvető célja annak igazolása, hogy a különböző, a tervezési alaphoz tartozó kezdeti eseményekből kiinduló folyamatok, valamint a komplex üzemzavarok során létrejövő üzemállapotokban az adott üzemállapotra megfogalmazott elfogadási kritériumok teljesülnek. Az ezzel kapcsolatos részletes ajánlásokkal az útmutató 7. fejezete foglalkozik.

Az NBSZ 5., 7. és 9. kötete írja elő a kutatóreaktorokra vonatkozóan, továbbá a nukleáris létesítmények telephelyének vizsgálatával és értékelésével, valamint új nukleáris létesítmények létesítésével kapcsolatban determinisztikus biztonsági elemzések végzését.



## 1.4. Az elemzésekre vonatkozó általános követelmények és ajánlások

Az NBSZ 5. kötetének számos pontja a determinisztikus biztonsági elemzésekkel kapcsolatos általános előírásokat fogalmaz meg. Ezeket az útmutató jelen szakasza felsorolja és esetenként megjegyzéseket fűz hozzájuk. Az NBSZ 5. kötetében a determinisztikus biztonsági elemzésekre vonatkozó konkrét előírásokkal az útmutató más fejezetei foglalkoznak.

*5.2.2.0400. „A tervezési alap részletes meghatározásához szükséges adatokat és határértékeket a tervezési üzemzavarok hatásának elméleti vagy kísérleti analíziséből, és az általánosan elfogadott gyakorlatnak megfelelő mérnöki becslésből kell származtatni, annak érdekében, hogy az adott rendszer, rendszerelem teljesítse a funkcionális követelményeket.”*

Ez a követelmény további magyarázatot nem igényel.

*5.2.2.0500. „A nukleáris létesítmény üzemállapotait azonosítani kell, és a feltételezett kezdeti eseményeket kategóriákba kell sorolni. A kategóriák lefedik a normál üzemet, a várható üzemi eseményeket és a tervezési üzemzavarokat. Minden kategóriához elfogadási kritériumokat kell rendelni, figyelembe véve azt a követelményt, hogy a gyakran előforduló feltételezett kezdeti események legfeljebb kismértékű radiológiai következménnyel járhatnak, míg a lényegesen kisebb gyakoriságú tervezési üzemzavarok során biztosítani kell az üzemzavarokra vonatkozó kibocsátási határértékek teljesülését.”*

A determinisztikus elemzésekben figyelembe veendő események felsorolása és az események besorolása a tervezési alap része. A kezdeti események besorolásával kapcsolatos ajánlások az útmutató 5.2. alfejezetében szerepelnek. Az útmutató egyes ajánlásai, különösen a determinisztikus biztonsági elemzések elfogadási kritériumaira vonatkozóak, függenek ezen besorolástól.

*5.2.2.0600. „A tervezési alapot szisztematikusan kell meghatározni és dokumentálni úgy, hogy a nukleáris létesítmény mindenkor megfeleljen az aktuális tervezési alapnak.”*

*5.2.2.0700. „A tervezési alap meghatározásakor külön meg kell határozni és elemezni kell az alacsony teljesítményen és az atomreaktor leállított állapotában bekövetkező feltételezett kezdeti eseményeket.”*

A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatóak a tervezési alapba tartozó üzemállapotokban az egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek. Ezeket az értékeket a tervező felhasználja az adott rendszerre vonatkozó szilárdsági, fáradási és egyéb

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

számításai során, azaz a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

*5.2.21.0100. „A reaktorépületnek és a hozzátartozó rendszereknek korlátozni kell a környezetbe kijutó radioaktív anyagok mennyiségét normál üzemben, várható üzemi események és a tervezési üzemzavarok során, továbbá védeni a kutatóreaktort a külső behatások ellen. Ezen túl biztosítani kell, hogy a reaktorépület és a hozzátartozó rendszerek alkalmasak legyenek balesetek következményeinek enyhítésére.”*

A tervezésnek meg kell határoznia, hogy mely építményekre és épületszerkezetekre vonatkozóan szükséges a terhelések és környezeti hatások kiszámítása. A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatóak egyrészt az adott üzemzavari folyamat által érintett építményekben és épületszerkezetekben kialakuló hőmérséklet- és nyomásviszonyok, másrészt a kutatóreaktor helyiségeiben létrejövő sugárzási viszonyok. Így a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

A determinisztikus biztonsági elemzések alapján a tervező meg tudja határozni, hogy a földrengésre való tervezés során mely rendszerek, rendszerelemek működőképességének megőrzésére van szükség és ennek megfelelően határozza meg e rendszerek és rendszerelemek földrengésbiztonsági osztályba sorolását.

Bár a tervezési megoldások megkeresése természetesen nem feladata az elemzéseknek, ugyanakkor a determinisztikus elemzések alapján kell kimutatni, hogy az előírt időhatárok teljesülnek.

*5.2.2.4200. „A teljes élettartam során várható terheléseket és öregedési folyamatokat, környezeti feltételeket és igénybevételi ciklusokat figyelembe véve elemzéssel kell alátámasztani a tervekben foglaltakat, és igazolni kell azt, hogy a vizsgált teherviselő elem élettartama elegendően hosszú. Az elemzéseket igazolt módszerekkel kell elvégezni.”*

A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatóak a várható üzemi eseményeknél és tervezési üzemzavaroknál az egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek. Ezeket az értékeket a tervező felhasználja az adott rendszerre vonatkozó szilárdsági, fáradási és egyéb számításai során, azaz a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

A terhelések egy részét konzervatív determinisztikus elemzések eredményeiből szokás származtatni. A származtatás módszerét a tervezőnek és a determinisztikus elemzést végzőnek közösen kell meghatároznia. A

módszert megfelelően dokumentálni kell, hogy az az engedélyezés során egyértelműen azonosítható legyen.

## **1.5. A zónát érintő kísérletek determinisztikus biztonsági megalapozása**

A kutatóreaktorok egyedi vonása az egyéb nukleáris létesítmények üzemeltetéséhez képest, hogy funkciójukból adódóan kísérleteket és/vagy oktatási tevékenységet végeznek velük. Ebből a funkcióból adódóan a kutatóreaktorok speciális terheléseknek és veszélyforrásoknak lehetnek kitéve, amelyet az engedélyesnek elemeznie és a biztonságra gyakorolt hatás alapján értékelnie kell. A kutatóreaktorokban számos kísérlet vagy kísérleti berendezés beépítése érintheti közvetve vagy közvetlenül a nukleáris biztonságot. Az ilyen kísérletek lefolytatásához elengedhetetlen az előzetes biztonsági megalapozás, amely történhet determinisztikus biztonsági elemzésekkel, valószínűségi biztonsági elemzésekkel, mérnöki megfontolásokkal vagy ezek kombinációjaként.

*5.3.7.0400. „Kísérleti berendezés üzembe helyezésekor igazolni kell, hogy a kísérleti berendezés nem veszélyezteti a kutatóreaktor üzemeltetésének biztonságát, vagy megfelelő műszaki eszközökkel biztosítani kell a kísérleti berendezés által okozott kedvezőtlen hatás elfogadható mértékűre csökkentését.”*

Az engedélyes a kísérleti berendezés beépítésének biztonságra gyakorolt hatását, illetve a beépítés által okozott többletkockázat elfogadhatóságát biztonsági elemzésekkel vagy mérnöki megfontolásokkal igazolja. Az engedélyes igazolja, hogy a tervezés során az ALARA elv érvényesült.

*5.3.7.0500. „Amennyiben a kutatóreaktort oktatási célra használják a munkavállalóknak és az oktatóknak biztosítani kell, hogy a nukleáris biztonsággal kapcsolatos előírások teljesülnek, továbbá az oktatási programok nem okoznak a nukleáris létesítmény üzemvitelében elfogadhatatlan kockázatot.”*

A kutatóreaktorokkal végzett oktatási tevékenység különleges abból a szempontból, hogy a kísérletek lefolytatását vagy a kísérleti berendezések, esetleg az atomreaktor üzemeltetését oktatói felügyelet mellett, de jogosultságokkal nem rendelkező hallgatók végzik. Az ebből eredő kockázatokat az engedélyes elemzi és igazolja a nukleáris hatóság számára, hogy az oktatási tevékenységből származó kockázat elfogadható mértékű.

Oktatási tevékenység csak abban az esetben végezhető a kutatóreaktoroknál, ha igazolható, hogy az abból eredő kockázat elhanyagolható mértékű. Az engedélyes a hallgatói tevékenységből származó veszélyforrásokat (például hallgatói tevékenységből induló kezdeti esemény)

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

oktatói felügyelettel és adminisztratív gáttal zárja ki, így azokat a determinisztikus biztonsági elemzésekben nem szükséges figyelembe venni. Az engedélyes igazolja, hogy az oktatói felügyelet és az alkalmazott adminisztratív gátak elhanyagolható mértékűre csökkentik a hallgatói tevékenységből származó veszélyforrások kockázatát.

5.2.2.0800. *„A tervezés során feltételezett kezdeti eseményként mindazon biztonságot veszélyeztető eseményt figyelembe kell venni, amely:*

(...)

*c) a nukleáris létesítmény üzemeltetéséből eredhet, beleértve a kutatóreaktor összes tervezett üzemállapotát, így különösen a leállított reaktor, karbantartás, kísérleti berendezéseken végzett tevékenység, amennyiben működésük hatással lehet a kutatóreaktor valamely biztonsági funkciójára.”*

A feltételezett kezdeti események körének meghatározásakor az engedélyes figyelembe veszi a kutatóreaktor kísérleti berendezéseinek üzemeltetéséből származó veszélyforrásokat. A kutatóreaktorba kutatóberendezés beépítését vagy a kísérleti berendezéseken végzett tevékenységek végzését az engedélyes vizsgálja azok biztonsági funkciókra gyakorolt hatásának szempontjából. A vizsgálat determinisztikus biztonsági elemzések vagy mérnöki megfontolások alapján történik.

5.2.2.0900. *„A tervezés során figyelembe kell venni a rendszereket, rendszerelemeket terhelő, a belső események által keltett egyedi terheléseket és környezeti feltételeket, de legalább a következőket:*

(...)

*e) kísérleti-, oktatási tevékenységből adódó veszélyforrások.”*

Az engedélyes biztonsági értékelései kiterjednek a kísérleti berendezések üzemeltetéséből és/vagy oktatási tevékenységekből származó rendszereket és rendszerelemeket érő többletterhelésre is.

5.2.2.2400. *„A determinisztikus biztonsági elemzéseknek ki kell terjedniük a kísérleti berendezésekre is, és ezeknek a berendezéseknek kivitelezhetőségét, üzemeltethetőségét elemezni kell a saját biztonságuk, valamint a kutatóreaktorra gyakorolt hatásuk szempontjából.”*

5.3.7.0300. *„A kísérleti berendezéseket, amennyiben hatással vannak a reaktor valamely nukleáris biztonsági funkciójára, nukleáris biztonsági osztályba kell sorolni, és ugyanazok a nukleáris biztonsági osztályhoz tartozó követelmények vonatkoznak rájuk, mint a kutatóreaktor egyéb, azonos nukleáris biztonsági osztályba tartozó rendszereire, rendszerelemeire.”*

5.3.7.0400. *„Kísérleti berendezés üzembe helyezésekor igazolni kell, hogy a kísérleti berendezés nem veszélyezteti a kutatóreaktor üzemeltetésének biztonságát, vagy megfelelő műszaki eszközökkel biztosítani kell a kísérleti berendezés által okozott kedvezőtlen hatás elfogadható mértékűre csökkentését.”*

## 2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK

### 2.1. Meghatározások

Az útmutató az Atv. 2. §-ában, valamint a Rendelet 10. számú mellékletében ismertetett meghatározásokon kívül az alábbi definíciókat tartalmazza.

#### ***Bizonytalansági sáv (konfidencia intervallum)***

Valamely paraméter bizonytalansági sávja (másképpen bizonytalansági intervalluma) az a sáv, amelybe a paraméter értéke pontbecslés esetén adott konfidenciaszinten beleesik.

#### ***Biztonsági sáv***

A biztonsági sáv az adott rendszer vagy rendszerelem korlátozó fizikai paraméterértéke, amelynek túllépése a rendszer vagy rendszerelem üzemképtelenségéhez vagy hibájához vezethet, valamint a megengedett fizikai paraméterértékének különbsége.

#### ***Forrócsatorna***

A termohidraulikai számításokban a reaktorzónát a hűtőközeg belépésétől a kilépéséig tartó szubcsatornákra szokás osztani, amelyek közül a legnagyobb hőterhelésűt nevezik forrócsatornának. A szubcsatornákat, hatszöges fűtőelempálca-rács elrendezés esetén, szabályos háromszögbe rendezett három szomszédos fűtőelempálca felületei és az őket összekötő virtuális szakaszok határolják. (Szélső pálcák esetén ezek a virtuális szakaszok a fűtőelem köteg burkolatai is lehetnek.)

#### ***Konfidencia-szint***

Annak a valószínűsége, hogy egy valószínűségi változó valódi értéke az előírt intervallumba esik.

#### ***Kovariancia***

Két mennyiség közötti kovarianciát a következő módon definiálják

$$\text{cov}(x, y) = E\{(x - E\{x\})(y - E\{y\})\}$$

Ahol  $x$  és  $y$  valószínűségi változók, és  $E\{x\}$  az  $x$  valószínűségi változó eloszlásának átlaga, várható értéke.

#### ***Kovariancia-mátrix***

Több valószínűségi változó esetén, a páronkénti kovarianciákból képzett mátrix.

***Kulcsparaméter***

Kulcsparamétereknek nevezzük a modellek azon paramétereit, amelyek saját bizonytalansági sávjukon belül nagy hatással vannak az elemzések elfogadási kritériumainak teljesülésére.

***Nodalizáció***

Egy- vagy többdimenziós geometriai alakzat részekre való felosztása.

***Pálcakiégés***

A fűtőelempálca átlagos kiégése.

***Ridegtörés***

Minimális képlékeny alakváltozás után hirtelen bekövetkező törés. Megkülönböztetendő a jelentős képlékeny alakváltozás után fellépő szívós töréstől.

***Szabad térfogat***

A fűtőelempálca burkolatán belül alapállapotban gázzal feltöltött térfogat.

**2.2. Rövidítések**

ATWS	Anticipated Transient Without Scram (reaktor védelmi leállás elmaradása esetén lezajló tranziens folyamat)
BEPU	Best-Estimate Plus Uncertainty (bizonytalanság elemzéssel kiegészített legjobb becsléses módszerén alapuló elemzés)
CFD	Computational Fluid Dynamics (Numerikus áramlástan szimuláció)
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio (a kritikus hőfluxus és az aktuális hőfluxus aránya)
FKSz	Főkeringtető szivattyú
NBSZ	Nukleáris Biztonsági Szabályzat
PIE	Post-Irradiation Examination (Besugárzás utáni anyagvizsgálat, nem azonos a Postulated Initiating Event-tel)

### 3. A KÓDOK ÉS MODELLEK VERIFIKÁCIÓJÁNAK ÉS VALIDÁLÁSÁNAK DOKUMENTÁLÁSA

#### 3.1. Bevezetés

A determinisztikus elemzések során számítógépi kódokat használnak, amelyek egyfelől különböző jellegű fizikai és egyéb folyamatokat modelleznek, másrészt modellezik a kutatóreaktorok sajátosságait.

A modellezett folyamatok szerint az elemzési eszközöket, kódokat a következőképpen lehet csoportosítani:

- a) reaktorfizikai folyamatok,
- b) primer- és szekunderkörü termohidraulikai folyamatok,
- c) fűtőelem-viselkedési folyamatok,
- d) a reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok,
- e) aktivitásterjedési folyamatok.

A folyamatok leírására alkalmazandó modellek származtatásukra nézve különböző típusúak lehetnek:

- első elvekből származó modellek (pl. a neutrontranszport-egyenlet és annak közelítései, a Navier-Stokes egyenlet és annak közelítései),
- a szakirodalomból származó egyéb elméleti modellek (pl. Gauss-csóva modell),
- félempirikus és empirikus modellek (pl. a fűtőelem-tabletta duzzadásának modellje).

A folyamatok modellezése során a közöttük a valóságban fellépő (vissza)csatolásokat vagy a kódok összecsatolásával, vagy megfelelően konzervatív peremfeltételekkel veszik figyelembe, vagy az adott kódon belüli függvényekkel. A legfontosabb példát az útmutató 6.3. fejezete mutatja be részletesen.

A folyamatok leírására szolgáló modelleket csak a szakirodalom alapos ismerete alapján lehet megválasztani, figyelembe véve e terület folytonos fejlődését. A modellek használatával kapcsolatban részletek az útmutató 6. fejezetében találhatóak.

A kódokban kutatóreaktorok rendszereinek működését is modellezik, így például egyes folyamatok miatt határérték-túllépések keletkeznek, amelyek a reaktorvédelmi rendszer működését váltják ki, másfelől a reaktorvédelmi rendszer működése jelentősen befolyásolja magukat a kódokban



modellezett folyamatokat. Ezek a modellek többnyire empirikus jellegűek, de sokszor magukban foglalják az adott rendszer működési mechanizmusára vonatkozó törvényszerűségeket is.

Az elemzési eszközök tehát végső soron számítógépi kódok, amelyek a kutatóreaktorok működését és a különböző folyamatokat leíró modellekből, valamint a bemenő és kimenő adatokat és a belső adatfelhasználást szervező modulokból állnak. A kódokról és azok részegységeiről részletes kódleírás áll rendelkezésre.

Az elemzésekben használt kódokra vonatkozó minőségbiztosítás keretében legalább az alábbi lépéseket mutatják be:

- a) a fejlesztőknek, illetve a felhasználóknak szóló kódleírás elkészítése,
- b) a verifikálási és validálási tevékenységek és azok dokumentálása,
- c) a validáció és a kódleírások továbbfejlesztése és azok dokumentálása, új verziók kibocsátása.

### **3.2. A kódleírás**

A determinisztikus elemzésekben használt kódok adott verzióját kódnévvel és verziószámmal látják el. A kód befagyasztott verziója az elemzések során nem változtatható. A kódról kódleírás készül az alábbiak szerint. A kód fejlesztése révén új verzió hozható létre (lásd a 3.4. szakaszt).

A kódleírás egy adott kódverzióhoz tartozó írásos dokumentum, amely az elemzések végzése során nem változtatható. A kódleírás az alábbiakat tartalmazza:

- a) a kód megnevezése, verziószáma,
- b) a kódban használt modellezési megfontolások és a modellek leírása,
- c) a kód felépítése,
- d) a kód inputja és outputja,
- e) a kód validációs jelentése, a kód által megbízhatóan számított feladatok köre (reaktortípusok, eseményláncok, bármilyen korlátozás).

A kódleírás fenti elemei megjelenhetnek együtt vagy önálló kötetekben.

Az alábbiakban a fenti elemekre vonatkozó ajánlások találhatóak.

A kód modelljeinek leírása során bemutatják a fizikai folyamatokat leíró modellek származtatását jól dokumentált mérésekből, más kódok modelljeiből, elméleti modellekből, vagy más hiteles forrásból. A kódleírás tartalmazza a fizikai folyamatokat leíró modellek paramétereit. Ha és

amennyiben az lehetséges, meg kell adni e modell-paraméterek hibáját vagy kovariancia-mátrixát és valószínűségi eloszlását.

A kód leírása során bemutatják a kutatóreaktor rendszereit, rendszerelemeit leíró modellek származtatását a megfelelő dokumentációkból (lásd 4.2. szakasz). A kódleírásnak ezt a részét Kézikönyvnek nevezzük<sup>1</sup>. A Kézikönyv tartalmazza a kutatóreaktor rendszereit leíró modellek paramétereit, azok névleges értékét, valamint felső és alsó határértékét. A Kézikönyv mindenképpen elkészítendő, függetlenül attól, hogy a kód fejlesztése az elemzést végző intézményben vagy másutt történt. A Kézikönyv egy adott kutatóreaktorra vonatkozik.

A kódleírás tartalmazza a kód számítástechnikai paramétereire vonatkozó információt. Ezek egy része nyilván rögzített (pl. konvergencia-paraméterek), más részük viszont a kód inputjában megadható. A kódleírás rögzíti az egyes számítástechnikai paraméterek megválasztásának szabályait és/vagy a vonatkozó ajánlásokat. Bizonyos esetekben ezek a paraméterek fontos szerepet játszanak a kód számítási pontosságában, sőt helytelen megválasztásukkal ki lehet kerülni a kódvalidáció hatóköréből. Ebben a tekintetben különösen fontos a megfelelő térbeli nodalizáció. Ha a validáció során a kód eredményeit olyan kísérletek eredményeivel vetették össze, amelyek relevánsak a biztonsági elemzésben vizsgált reaktor, rendszer stb. tekintetében, akkor ugyanolyan nodalizációt kell alkalmazni, mint a validáció során. Egyéb esetekben a nodalizáció megfelelőségét annak kimutatásával lehet igazolni, hogy egy vagy több releváns esetben a részletesebb nodalizáció sem szolgáltat az elfogadási kritériumok teljesülése tekintetében az adott nodalizációval végzett elemzés eredményétől lényegesen eltérő eredményt.

A kód használatának megértése érdekében a kódleírás kiterjed a kód felépítésére. Ez magában foglalja a kódot felépítő számítástechnikai elemek (modulok, szubrutinok stb.) leírását, beleértve az ezek közti adatforgalom elemeit. A kódleírás tartalmazza az adatforgalom rendszerét, valamint azt, hogy annak elemei mely számítástechnikai elemekben keletkeznek, és hol használják fel azokat.

A kódleírás fontos részét képezi a kód inputjának és outputjának leírása. A kód inputja lehetőség szerint csak azokat a paramétereket tartalmazza, amelyek az elemzési feladat számítástechnikai eszközökkel való megfogalmazását teszik lehetővé. A felhasználó számára biztosítani kell az

---

<sup>1</sup> Az útmutatóban a nagy kezdőbetűvel írt „Kézikönyv” az itt bemutatott típusú kézikönyvre vonatkozik.

input minden elemére vonatkozó világos információt. A kód outputja tartalmazza mindazokat az eredményeket, amelyekre a felhasználóknak szükségük lehet, elsősorban a determinisztikus elemzések elfogadási kritériumaival összevethető mennyiségeket. A kód outputját úgy szervezik, hogy a felhasználó dönthesse el a kinyerendő információ mélységét, részletezettségét.

Új kódverzió kibocsátásához új kódleírás tartozik. Ez nem jelenti azt, hogy minden alkalommal meg kell változtatni a kódleírás minden elemét. A kód fejlesztését végző intézmény megfelelő minőségügyi előírásokkal biztosítja, hogy a kód leírása megfelel az adott kódverzió tényleges tartalmának.

### **3.3. A verifikáció és a validáció**

*5.2.2.0100. „A tervezésre vonatkozó általános biztonsági követelmények teljesülését, a nukleáris létesítmény biztonságát a kutatóreaktor tervezése, létesítése, üzembe helyezése és üzemeltetése folyamán értékelni és igazolni kell. Az elemzést jól dokumentált, kipróbált és ellenőrizhető elemzési eszközökkel, módszerekkel és meghatározott, reprezentatív adatbázis alapján kell elvégezni. A tervező- és elemző eszközöket, valamint a bemenő adatokat verifikálni és validálni kell, ennek keretében az elemzési eszközöket a tényleges folyamatokkal, megfelelő kísérlettel, vagy vizsgálati eredményekkel való összehasonlítás révén kell igazolni. Ha ez nem lehetséges, akkor más, eltérő számítási módszerekkel való összehasonlítás szükséges. A verifikációt és validációt az elemzést, és a tervezést végrehajtó munkavállalótól, munkacsoporttól független munkavállalónak vagy munkacsoportnak is el kell végeznie.”*

A fejezet e követelmény teljesítésére ad iránymutatást.

#### **3.3.1. A verifikáció**

A verifikáció azt igazolja, hogy az egyes modellek úgy működnek és az adatszerkezési modulok valóban azt a feladatot hajtják végre, amelyet a kódleírás tartalmaz. Csak megfelelően verifikált kód alkalmazható determinisztikus biztonsági elemzéshez.

A kód verifikációja a kódot fejlesztő intézmény feladata. Az intézmény minőségügyi rendszere megfelelő előírásokat tartalmaz a kódverifikáció vonatkozásában. Ez a rendszer rögzíti a kódverifikáció dokumentálásának szabályait.

Az engedélyes bemutatja azt a munkarendet, amelynek megfelelően az elemzést végző szervezet által készített Kézikönyveket az engedélyes jóváhagyta, ez biztosítja az adatok megfelelő verifikációját.

### 3.3.2. A validáció

Minden kód validációs jelentéssel rendelkezik, amely bemutatja, hogy az adott reaktortípusra, illetve a különböző folyamatokra vonatkozó mérési eredményeket a kód milyen pontossággal reprodukálja. A számítások és mérések összehasonlításának megfelelő statisztikai módszeren kell alapulnia. A validációs jelentés értékeli a kód becsléseinek pontosságát. Ideális esetben a validáció jó közelítéssel meghatározza a becslési pontosságot. A validációs jelentés bemutatja az erre irányuló tevékenységet.

A validációs jelentésben szereplő forrásokat a jelentés egyértelműen azonosítja. Bemutatja, hogy mi a validáció terjedelme, azaz milyen üzemi állapotokra, környezeti jellemzőkre stb. tekinthető az érvényesnek. A validáció elsőrendű bázisa az elemezni kívánt reaktortípusra vonatkozó kísérleti információ, de a validáció során a más típusokra vonatkozó kísérleti információt is célszerű felhasználni.

A validációs jelentést annak tudatában célszerű elkészíteni, hogy az abban foglaltak alapvető szerepet játszanak az adott kódverzió adott feladatra való alkalmasságának megítélésében.

A validációs elemzések során figyelembe kell venni az input paraméterek szisztematikus és sztochasztikus hibáját. A számítási végeredményeknél pedig fel kell tüntetni a számítási modell képlet- és modellhibáját. A hipotézisvizsgálatoknál pedig közölni kell a konfidenciaszintet. A numerikus értékek közlésénél a számértéket hibával együtt kell megadni úgy, hogy az értékes jegyek utolsó két helyiértéke egyezzen meg a hiba két legnagyobb helyiértékével. A hibát elegendő két tizedesjegy pontosan közölni. Az elemzések során a sztochasztikus hibákat ki kell küszöbölni.

Az útmutatónak nem célja a valószínűség számítás tudományos ismertetése, a részletek tekintetében csak a témakör szerteágazó szakirodalmára lehet utalni.

## 3.4. Kódfejlesztés, a validáció kiterjesztése

Az elemzési kód fejlesztésének számos oka lehet, mint például korábban felismert elégtelenségek kiküszöbölése, modernebb módszerek bevezetése, a modellezés kiterjesztése eddig nem lefedett területekre. A legfontosabb ok azonban a folyamatos validációs tevékenység, amely új felismerésekre vezethet.

A kód fejlesztése nem keverhető össze az alkalmazással. Alkalmazni csak megfelelően verifikált, validált és dokumentált kódverziót szabad. A kód fejlesztői munkájuk során munkaverziókat alakíthatnak ki, de azokból a

determinisztikus biztonsági elemzések végzésére elismerten alkalmazható kódverzió csak a fenti feltételek teljesítésével hozható létre.

## **4. AZ ADATSZÁRMAZTATÁS DOKUMENTÁLÁSA**

### **4.1. Bevezetés**

Az elemzések adatai lényegében háromfélék lehetnek:

- a) az elemzett reaktor adatai,
- b) az elemzés során használt fizikai modellek paraméterei,
- c) az elemzésben használt kód számítástechnikai paraméterei.

Az elemzési kódok fizikai modelljeinek paramétereit és számítástechnikai paramétereit a kódleírás tartalmazza (lásd 5.3.2. alfejezet). Egy adott elemzés-sorozatban minden esetre használt paramétereket a Kézikönyvben célszerű feltüntetni, ha azokra a kódleírásban alternatív lehetőségek vannak megadva. Ha ezek a paraméterek elemzésenként változnak, akkor azokat az elemzési jelentésben adják meg.

Ez az alfejezet alapvetően az elemzett kutatóreaktor adataival foglalkozik. Az elemzett kutatóreaktor adatait mindig két részre kell bontani: az általános adatokra és az adott üzemzavarral kapcsolatos adatokra. Az általános adatokról az adott kutatóreaktorra vonatkozóan meg kell szerkeszteni az adott kód Kézikönyvét, míg a konkrét elemzésekhez elemzési jelentések tartoznak.

### **4.2. A Kézikönyvek**

Az adott kód Kézikönyve tartalmazza kutatóreaktor rendszereit leíró modellek paramétereit, azoknak az elemzések kezdeti állapotára vonatkozó névleges értékét, valamint felső és alsó határértékét (megjegyezve, hogy ilyen kezdeti állapot több is lehet, pl. teljesítményüzem a különböző kísérletekhez szükséges állapotokban vagy leállított reaktor). A Kézikönyv ugyancsak tartalmazza a felhasznált keretparaméter-rendszert (lásd 5.3.2. szakasz). Az adott üzemzavar konzervatív elemzése során kell eldönteni, hogy melyik határértéket kell használni. A határérték kiválasztása függhet attól, hogy az adott üzemzavart milyen szempontból elemzik. A legjobb becslésű elemzésben általában a névleges értékkel kell számolni.

A kódok Kézikönyvei elemzés-típusonként természetesen különbözőek. A legbonyolultabbak a reaktorfizikai és a termohidraulikai számítások Kézikönyvei. Ezek nemcsak, vagy nem feltétlenül a reaktorzóna, illetve a primerkör részletes adatait tartalmazzák, hanem azokat a kondenzált

mennyiségeket is, amelyek a tényleges elemzési számítások alapjait képezik. Ezek a számítások rendszerint egyszerűsített geometriában történnek, amikor egy fűtőelem-köteg szakasz, vagy egy csőszakasz a számítás alapeleme, ezért a Kézikönyvben az ezeknek megfelelő nodalizált geometriának szerepelnie kell. Lényegesen egyszerűbbek lehetnek a forrócsatorna, fűtőelem-viselkedési és a környezeti aktivitásterjedési kódok Kézikönyvei, mivel azok viszonylag kevés létesítmény specifikus adatot tartalmaznak. Ezek a Kézikönyvek a kutatóreaktori adatokon kívül főképpen az elemzési kódok fizikai modelljeinek paramétereit és a számítástechnikai paramétereket tartalmazzák.

### **4.3. Az elemzési jelentések**

Az elemzendő üzemzavarokra minden elemzéshez elemzés-típusonként standard formájú elemzési jelentést<sup>2</sup> célszerű készíteni. Ez a standard forma lehetőség szerint legyen azonos valamennyi termohidraulikai és valamennyi reaktorfizikai elemzésre. Az egyéb elemzésekre vonatkozó standard formátum ezektől a standard formátumoktól eltérhet, annak megfelelően, hogy az adott típusú elemzés és főképpen a szükséges konzervativizmusok mennyire függenek a kezdeti eseménytől (ui. ha a függés nem jelentős, akkor az elemzési jelentés input-része nagyon egyszerű lehet).

Az elemzések létesítmény specifikus adatai erősen függhetnek a kezdeti eseménytől. Ide tartoznak pl. a védelmi jelek, a 3.2. szakaszban már említett, az előírt nyomás- és hőmérséklet-tartományok határai, az 5.3.2. szakaszban leírt keretparaméterek, valamint minden olyan további adat, ami az adott scenáriót jellemzi.

Az elemzések során a kód fizikai modelljeinek paramétereit lehetőség szerint eleve rögzítettek. Megengedhető azonban, hogy a kód leírásának megfelelően fizikai modellek között lehessen választani, avagy az egyes modellek bizonyos paramétereit szabadon lehessen megválasztani. Ezeket a választásokat az elemzési jelentés tartalmazza.

A kódok számítástechnikai paramétereinek egy kisebb része szabadon változtatható lehet, ezeket a választott paramétereket az elemzési jelentés ugyancsak tartalmazza. Egyes számítástechnikai paramétereket (nódusokra való felosztás módja, időlépés hossza stb.) mindenképpen a kódleírás alapján kell megválasztani.

---

<sup>2</sup> A jelenlegi szóhasználatban TRASS-report.

Az elemzési jelentés sorolja fel az összes olyan input adatot, amely az adott elemzés szempontjából meghatározó, valamint azokat az outputokat, amelyek valamennyien, vagy részhalmazuk bemutatandó elemzési eredményként.

Az eredményekre jelentős befolyással bíró adatok bizonytalansági sávját meg kell határozni. Abban az esetben, ha a konkrét probléma elemzése során bizonytalansági elemzés készül, akkor a vonatkozó elemzési jelentésben szükséges bemutatni, hogy mely adatok bizonytalanságával számolnak és a vonatkozó adatok a kódleírásból, illetve a Kézikönyvből származnak.

#### **4.4. Minőségbiztosítás**

Az kutatóreaktori adatok forrását a Kézikönyv tartalmazza. Minőségügyi és verifikációs kérdés a források helyes azonosítása, továbbá az adatok pontos átvétele. A Kézikönyvet az elemzéseket végző intézmény készíti és verifikálja saját minőségügyi rendszerében, de azok végső elfogadása az engedélyes felelőssége.

Az elemzési jelentéseket ehhez hasonlóan az elemzéseket végző intézmény készíti el és verifikálja saját minőségügyi rendszerében, azok végső elfogadása az engedélyes felelőssége.

A determinisztikus elemzéseket végző intézmény minőségbiztosítási tevékenységének dokumentumait a hatóság számára teljes mértékben hozzáférhetővé teszik. Ide tartoznak az intézmény minőségbiztosítási rendszerének dokumentumai, valamint az adott elemzés készítőinek, ellenőrzőinek és jóváhagyójának a jelentési dokumentumban aláírással igazolt nevei. Ezen túlmenően az engedélyes bemutatja azt a munkarendet, amelynek megfelelően az elemzési jelentéseket az engedélyes jóváhagyta, ez biztosítja az adatok megfelelő verifikációját, valamint azok rendszerezett megőrzését.

### **5. A REÁLISAN KONZERVATÍV ÉS A LEGJOBB BECSLÉSŰ ELEMZÉSEKRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK**

#### **5.1. Bevezetés**

Az elmúlt fél évszázad folyamán természetesen az üzemzavar elemzések gyakorlata sokat változott. A kialakult módszerekről az 1. táblázat ad áttekintést.

1. táblázat: Az üzemzavar elemzések módszerei

<b>Módszer</b>	<b>Számítási kód</b>	<b>Input + kezdeti és peremfeltételek</b>	<b>Rendszerek rendelkezésre állása</b>
nagyon konzervatív	konzervatív	konzervatív	konzervatív
reálisan konzervatív	legjobb becslés	konzervatív	konzervatív
legjobb becslés bizonytalanság elemzéssel	legjobb becslés	realisztikus input +bizonytalanságok	konzervatív

Az 1980-as évek előtt az erőművi és egyéb nukleáris létesítmények, mint a kutatóreaktorok engedélyezési eljárásaikban szinte kizárólag olyan számítógépi elemzéseket fogadtak el a hatóságok, amelyek a „nagyon konzervatív” módszerrel készültek, vagyis mind a kódmodellekben, mind a számítások kezdeti- és peremfeltételeiben, mind pedig a rendszerek rendelkezésre állásában megfelelő mértékű konzervativizmust tartalmaztak a folyamatok leírásában rejlő bizonytalanságok ellensúlyozására. Az 1970/80-as évektől kezdődően az elemzésekhez használt számítógépi programok igen erőteljes fejlesztésen mentek keresztül, a számítógépi modellek lehetővé tették a fizikai folyamatok valósághű leírását. Ezzel párhuzamosan a legtöbb ország áttért a „reálisan konzervatív” módszer alkalmazására (lásd 5.2. szakasz). Az elmúlt évtizedek során azonban egyrészt a felmerült különböző újabb igények szükségessé tették, másfelől a számítástechnika fejlődésével lehetővé vált a bizonytalanság elemzéssel kiegészített, legjobb becsléses módszer (BEPU) kialakítása (lásd 5.2. szakasz).

#### 5.1.1. Általános követelmények

A felhasznált adatok megfelelősége nem jelenti azt, hogy ezek az adatok abszolút pontosak lennének, minden adat bizonytalansággal rendelkezik. Ezen túlmenően az üzemeltetés maga a paraméterek egy intervallumában történik.

Mivel maguk a számítási kódok legjobb becslés jellegűek, azaz a fizikai és egyéb folyamatok bennük szereplő modelljei a lehető leginkább valósághűek, az ún. reálisan konzervatív és az ún. legjobb becslésű számítási módok során általában ugyanazokat a kódokat lehet használni. Ilyenkor az eltérés a kód bemenő adatainak összeállításakor jelentkezik.



**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

A reálisan konzervatív vagy a legjobb becslésű számítási módokkal számítássorozatokot kell készíteni a biztonsági értékeléshez, amelynek során az összes kezdeti eseményt sorra kell venni. Az ezekkel kapcsolatos ajánlásokat az útmutató 5.2. alfejezete ismerteti.

Az adott kezdeti esemény elemzése különböző célokból lehet szükséges:

- a) a burkolat- és fűtőelemsérülési kritériumok ellenőrzése,
- b) a primerköri nyomás és a reaktortartály vagy medence épségének ellenőrzése,
- c) a radioaktív kibocsátás és a dózisterhelés ellenőrzése,
- d) a reaktor belső szerkezetei terhelésének az ellenőrzése.

Itt az ellenőrzés a vonatkozó elfogadási kritériumok teljesülésének ellenőrzését jelenti. Az elemzés célja közrejátszik abban, hogy egy konkrét elemzés konzervativizmusát hogyan kell biztosítani.

A rendszertechnikai konzervativizmus kiterjed a biztonsági és védelmi rendszerek rendelkezésre állására. A determinisztikus biztonsági elemzésekben feltételezik, hogy az adott üzemzavar szempontjából leglényegesebb védelmi rendszer egyik meghatározó rendszereleme nem áll rendelkezésre. Ez az egyszeres meghibásodás feltételezése (lásd részletesebben az 5.1.3. szakaszban).

A reálisan konzervatív számítások során a fent említett elemzési jelentésekben rögzített módon az előzetesen kiválasztott variálandó paramétereknek az adott üzemzavar lefolyása, és a vizsgálandó elfogadási kritérium szempontjából legkedvezőtlenebb, bizonytalansággal reálisan terhelt értékeit kell használni. Kívánatos, de nem feltétlenül megkövetelendő a konzervativizmus mértékének bemutatása pl. a legjobb becslésű eredménnyel való összevetés révén. A reálisan konzervatív elemzésekre vonatkozó ajánlások az 5.3. alfejezetben találhatóak.

A legjobb becslésű elemzések alapvetően kétfélék lehetnek. A legjobb becslésű számítás önmagában csak a legjobb becslésnek megfelelő kezdeti- és peremfeltételekkel történő számítást jelenti, amely a tervezési alap kiterjesztéséhez tartozó üzemzavarok elemzésére használatos. A legjobb becslés + bizonytalansági elemzés során számítássorozatot végeznek a kezdeti- és peremfeltételek, valamint a modellek paramétereinek saját bizonytalansági sávjukon belül történő variálásával, majd az eredmények sorozatát megfelelő statisztikai módszerrel értékelik. Így meghatározhatók az ún. kulcsparaméterek és azok bizonytalansága. Kulcsparamétereknek nevezzük a modellek azon paramétereit, amelyek saját bizonytalansági

sávjukon belül nagy hatással vannak az elemzések elfogadási kritériumainak teljesülésére. A vonatkozó elemzési jelentésben rögzítik a variált paramétereket és azok bizonytalansági sávját, ezek meghatározásának módját. A legjobb becslésű elemzésekre vonatkozó ajánlások az 5.4. alfejezetben találhatóak.

A reálisan konzervatív és a legjobb becslés módszerével végzett elemzések eredményei egyaránt érzékenyek lehetnek bizonyos bemenő paraméterek megválasztására. Érzékenységi elemzésekkel kell kiszűrni azokat a paramétereket, amelyek megválasztása érdemben befolyásolja az elemzések eredményeit, legfőképpen az elfogadási kritériumok teljesülését. Az érzékenységi elemzéseknek és a bizonytalansági elemzéseknek egyaránt a biztonsági elemzések megbízhatóságát kell alátámasztaniuk.

### 5.1.2. Az elemzések dokumentálása

Minden, a kutatóreaktor biztonsági értékeléséhez a továbbiakban felhasznált elemzésről egy előzetes, az elemzés konkrét bemenő adatait tartalmazó elemzési jelentést és az elemzés eredményeit ismertető értékelő jelentést szükséges készíteni. Az engedélyes számot ad ezeknek a jelentéseknek a minőségbiztosításáról. A dokumentációk összességében olyanok, hogy belőlük az elemzések valamennyi adatát egy az elemzésekben részt nem vett külső szakember teljes részletességben megismerheti. Ily módon a különböző számítási módszerekkel végzett független elemzések valós összehasonlítást tudnak adni a tervek biztonsági szempontból meghatározó jellemzőiről.

### 5.1.3. Egyszeres meghibásodás, következmény meghibásodás

A biztonsági rendszereket úgy kell tervezni, hogy azok az egyszeres meghibásodás ellen védettek legyenek. Az üzemzavar-elemzésekben egyszeres meghibásodást kell feltételezni.

*5.2.2.1100. „Bármely kezdeti esemény bekövetkezésekor a kibocsátás útjában álló fizikai gátak közül legalább egynek sértetlennek kell maradnia, vagy igazolni kell, hogy a kibocsátás útjában álló gátak sérülése mellett is mindenkor teljesül a sugárvédelmi biztonsági célkitűzés. Az elemzésekben a kutatóreaktor rendszereinek az adott esemény következményeit leginkább súlyosbító egyszeres meghibásodását vagy ugyanilyen hatású emberi hibát kell feltételezni.”*

Az egyszeres meghibásodás következtében fellépő összes működésképtelenséget, helytelen működést – vagyis következményhibát – szintén figyelembe veszik. A követelményben szereplő valószínűségi szintet az engedélyes határozza meg.

Következmény meghibásodásról akkor beszélhetünk, ha maga a kezdeti esemény, vagy az azt követő folyamatok következtében valamely biztonsági rendszer meghibásodik vagy működésképtelenné válik. A tervezési alaphoz tartozó folyamatokat egyszeres meghibásodás feltételezésével kell elemezni és következmény meghibásodás így még inkább előfordulhat.

## 5.2. Kezdeti események

Az alábbi NBSZ-pontok, valamint a hozzájuk tartozó ajánlások a kezdeti események meghatározásával és kategorizálásával foglalkoznak. Bár ezek a pontok alapvetően a tervezésre vonatkoznak, érdemes őket az útmutatóban teljes egészükben felsorolni. Itt, a jelen útmutató azonban csak az elemzések kezdeti eseményeivel kapcsolatos ajánlásokat tartalmazza.

*5.2.2.0800. „A tervezés során feltételezett kezdeti eseményként mindazon biztonságot veszélyeztető eseményt figyelembe kell venni, amely:*

*a) a kutatóreaktor telephelyével és annak környezetével - beleértve a természeti jelenségeket is - kapcsolatos;*

*b) szándékos vagy szándékolatlan telephelyi és telephelyen kívüli emberi tevékenység következménye;*

*c) a nukleáris létesítmény üzemeltetéséből eredhet, beleértve a kutatóreaktor összes tervezett üzemállapotát, így különösen a leállított reaktor, karbantartás, kísérleti berendezéseken végzett tevékenység, amennyiben működésük hatással lehet a kutatóreaktor valamely biztonsági funkciójára.”*

Az elemzések számára a tervezési folyamatból adódó információ, hogy egyes kezdeti események a kutatóreaktor milyen állapotaiban következhetnek be. A determinisztikus biztonsági elemzések kiterjednek a pihentető medencére és valamennyi olyan tároló és szállító berendezésre, amelyek nukleáris és/vagy radioaktív anyagok tárolására, ill. szállítására szolgálnak.

*5.2.2.0900. „A tervezés során figyelembe kell venni a rendszereket, rendszerelemeket terhelő, a belső események által keltett egyedi terheléseket és környezeti feltételeket, de legalább a következőket:*

*a) elárasztás,*

*b) teher leejtése,*

*c) robbanás,*

*d) tűz, valamint*

*e) kísérleti-, oktatási tevékenységből adódó veszélyforrások.”*

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

5.2.2.1000. „A tervezés során figyelembe kell venni a rendszereket, rendszerelemeket terhelő, a telephelyre jellemző természetes és mesterséges eredetű külső események által keltett terheléseket és környezeti feltételeket. A telephely-specifikus kritériumoknak megfelelően a biztonsági elemzéseknek legalább az alábbiakban felsorolt külső veszélyeztető tényezőket kell tartalmazniuk:

- a) szélsőséges szélterhelés,
- b) szélsőséges külső hőmérséklet,
- c) szélsőséges csapadék,
- d) villámcsapás,
- e) jeges és jégmentes árvíz,
- f) robbanás,
- g) szél által mozgatott repülő tárgyak
- h) telephelyhez közeli szállítási, ipari és bányászati tevékenységek hatása.
- i) a telephely földtani alkalmasságának igazolásánál figyelembe vett földtani adottságok (különösen a földrengés, a talajfolyósodás),
- j) katonai és polgári repülőgépek becsapódása,
- k) a kapcsolódó külső távvezeték-hálózat zavarai, beleértve annak tartós és teljes üzemképtelenségét,
- l) olyan, a telephelyen vagy annak szomszédságában lévő létesítmények, amelyek tüzet, robbanást vagy egyéb veszélyt jelenthetnek a kutatóreaktorra,
- m) külső tűzhatás,
- n) elektromágneses interferencia, valamint
- o) biológiai eredetű veszélyek.”

Az elemzések számára a tervezési folyamatból adódó információ, hogy a külső veszélyeztető tényezők közül melyekre kell determinisztikus biztonsági elemzést végezni, és ezek az elemzések a reaktor és a pihentető medence mely állapotaira, ill. mely tároló és szállító berendezésre vonatkoznak.

Az elemzések számára a tervezési folyamatból adódó információ, hogy mely esetekre kell determinisztikus biztonsági elemzést végezni, továbbá hogy ezek az esetek a reaktor mely állapotaiban léphetnek fel. A folyamatok valószínűségi értékelésében lényeges az időpont, valamint az elmaradt automatikus és emberi beavatkozások vizsgált kombinációja.

A kezdeti események bekövetkezési valószínűség szerinti kategorizálása a tervezési folyamatban történik meg. Ez a kategorizálás a későbbiekben, a megvalósuló berendezésre vonatkozó valószínűségi elemzések változásával valamelyest maga is változhat.

Bármilyen elemzési mód esetében igazolandó, hogy az üzemzavar során még a legsúlyosabb egyszeres meghibásodás (lásd az 5.1.3. alfejezetet) fellépése mellett is teljesülnek a besorolási kategóriának megfelelő elfogadási kritériumok. Ez egyszersmind azt jelenti, hogy a többi, beláthatóan enyhébb egyszeres meghibásodással jellemzett eseménylánc esetén a kritériumok ugyancsak teljesülnek. A többszörös meghibásodás már komplex üzemzavart jelent, amelyeket másképpen kell kezelni (lásd alább).

Az üzemzavarok lefolyásának kvalitatív ismeretében, vagy a korábbi hasonló elemzések alapján sokszor megállapítható, hogy az azonos csoportba és azonos kategóriába sorolt üzemzavarok közül általában, vagy egy konkrét elfogadási kritérium szempontjából melyik súlyosabb a másiknál. Ilyen esetekben elegendő a súlyosabb üzemzavart elemezni (burkoló-elv). Magasabb kategóriába sorolt üzemzavar elemzése azonban csak akkor majorálhatja egy alacsonyabb kategóriába sorolt üzemzavar elemzését, ha a magasabb kategóriájú üzemzavarra igazolható az alacsonyabb kategóriájú üzemzavarra vonatkozó elfogadási kritériumok teljesülése.

A kezdeti események a reaktor különböző állapotaiban következhetnek be, ami jelentősen megnöveli az elemzendő esetek számát. Ha kimutatható, hogy a reaktor különböző állapotai közül valamelyikben bekövetkező kezdeti esemény súlyosabb következményekre vezet, mint ha ez az esemény más reaktorállapotokban következik be, úgy elegendő a súlyosabb következményekre vezető üzemzavari folyamat elemzése.

## **5.3. Reálisan konzervatív elemzések**

### *5.3.1. Bevezetés*

A reálisan konzervatív elemzések során a folyamatokat konzervatív kezdeti- és peremfeltételek mellett szükséges vizsgálni. Az adott üzemzavari folyamatra meghatározzák a vizsgált elfogadási kritérium szempontjából legkedvezőtlenebb kezdeti- és peremfeltételeket, és a vizsgálatot ezek mellett a paraméterek mellett végzik el. A konzervativizmus változhat az elemzés jellege szerint, vagyis aszerint, hogy az adott elemzés célja melyik gát épségére, vagy a radioaktív kibocsátásokra és azok egészségügyi hatásaira vonatkozó kritériumok vizsgálata. Minden esetben az elemzés céljának megfelelő konzervatív feltételezéseket kell tenni.

A konzervatívan megválasztandó paraméterek szélsőértékeit a Kézikönyvben rögzítik. A vizsgálat tárgyát képező üzemzavar jellegétől ill. a vizsgálandó kritériumtól függ, hogy egy paraméter minimális vagy maximális értéke biztosítja-e a konzervativizmust. Annak érdekében, hogy az elemzések az összes lehetséges kampányt és annak valamennyi szakaszát lefedjék, az elemzésekben ún. keretparamétereket lehet használni (lásd 5.3.2. szakasz). A konzervatív paraméter-választást az elemzési jelentés tartalmazza.

Nem szükséges egyszerre valamennyi paraméter konzervatív választását megkövetelni, ha azok bekövetkezése egyidejűleg fizikailag nem lehetséges.

Az alábbiakban a reálisan konzervatív elemzésekkel kapcsolatos NBSZ-pontokkal kapcsolatos ajánlások kapnak helyet.

*5.2.2.1700. „A várható üzemi események és a tervezési üzemzavarok elemzését konzervatív módon kell elvégezni annak érdekében, hogy a követelmények elegendően nagy megbízhatósággal teljesüljenek. Igazolni kell, hogy*

*a) a szerkezeti anyagok elegendő biztonsági tartalékkal rendelkeznek valamennyi várható üzemállapotban;*

*b) az atomreaktor hűtőkörében és az azokat magukban foglaló üzemi helyiségekben a tervezési üzemzavarok következtében kialakuló állapotokat jellemző paraméterek az előírt tervezési határértékeken belül maradnak; valamint*

*c) biztosított az aktív zóna megfelelő hűtése és szubkritikussága.”*

*5.2.17.0500. „Az atomreaktor biztonságvédelmi rendszerét úgy kell megtervezni, hogy biztonsági funkcióját el tudja látni egyszeres meghibásodás mellett, a telephelyi és a külső villamos betáplálás vagy bármelyikük megszűnése és egy abszorbens, aktív elem működésképtelenségének további feltételezése esetén is”*

A nemzetközi szokásoknak megfelelően a tervezési üzemzavarokat teljes feszültségkiesés feltételezésével is elemzik, ugyanis szükséges annak bizonyítása, hogy az elfogadási kritériumok akkor is teljesülnek, ha a biztonsági rendszerek működtetése a biztonsági sínekről történik, vagyis a külső betáplálás elvesztésének esetén, ha a biztonsági rendszerek betáplálását belső forrásból biztosítják.

Feltételezni kell, hogy a legnagyobb értékességű szabályzó köteg a védelmi működést követően nem esik be a zónába.

*5.2.13.0400. „A tervezés biztosítja, hogy a feltételezett fizikai környezetben és pszichikai állapotban a megfelelően képzett munkavállalók az előírányzott*

*időtartam alatt sikeresen avatkoznak be. A rövid időtartamon - néhány percen - belüli beavatkozás iránti igényt a minimálisra kell csökkenteni.”*

Néhány esetben előfordulhat, hogy a determinisztikus biztonsági elemzések szerint egy tervezési alapba tartozó állapotra vezető esemény néhány percnél rövidebb idő alatt olyan helyzetet okoz, amikor az elfogadási kritériumok valamelyike nem teljesül. Ekkor az engedélyes olyan jól megalapozott kezelési utasítást dolgoz(tat) ki, amely az adott időpont előtt nagy megbízhatósággal végrehajtható. A kezelési utasítás megalapozásának részét képezi egy olyan determinisztikus biztonsági elemzés, amely figyelembe veszi a kezelési utasítás hatásait.

### 5.3.2. A keretparaméterek

A reaktorfizikai keretparaméterek a biztonsági elemzések eredményeit érdemileg meghatározó olyan mennyiségek minimális és/vagy maximális értékei, amelyek korlátozása többek között azért lett bevezetve, hogy az elemzéseket lehetőség szerint ne kelljen minden átrakás vagy kísérlet előtt megismételni, hanem azok a jövőbeli kampányok egy egész sorozatára érvényesek maradjanak. Annak ellenőrzését, hogy az új, átrakás utáni vagy a kísérletek számára átalakított zóna teljesíti-e a reaktorfizikai keretparaméterek által meghatározott feltételeket, minden kampány előtt a zónatervezési számítások során ellenőrzik. Ennek megfelelően a reaktorfizikai keretparaméterek konkrét értékei célszerűen figyelembe veszik az egyes kampányok különbözősége által okozott eltéréseket és a zónatervezési számítás bizonytalanságait.

Mint a fentiekből látszik, a keretparaméterek megadása bizonyos mértékig önkényes. Egyrészt kellő konzervativizmussal kell őket megválasztani, hogy a jövőbeni töltetek jellemzői a keretek között maradjanak, másrészt a túlzott konzervativizmust korlátozzák a biztonsági elemzések elfogadási kritériumai, valamint az, hogy a modellnek még konzervatív paraméterek mellett is fizikailag reálisnak kell maradnia.

Bizonyos reaktorfizikai keretparaméterek meghatározásához a pont-kinetikai modellben szereplő paramétereket használják fel. A zóna viselkedését még aszimmetrikus tranziens esetén is a kezdeti stacionárius állapot pont-kinetikai paraméterei alapvetően befolyásolják. Ezért adott átrakási stratégia mellett a kezdeti, stacionárius állapothoz tartozó a pont-kinetikai mennyiségek keretparaméterként való felhasználása indokolt. Az átrakási stratégia vagy új típusú zóna lényeges megváltozása esetén ugyanakkor szükségessé válik azoknak az elemzéseknek az újbóli elvégzése,

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

amelyek a tranziens aszimmetrikus volta miatt nem a pont-kinetikai modell felhasználásával készültek.

A fentieknek megfelelően a reaktorfizikai keretparaméterek a pont-kinetikai modell alábbi típusú mennyiségei lehetnek:

- a) adott kezdeti állapotokból induló üzemzavarokra jellemző reaktivitás értékek, vagy azokkal kapcsolatos mennyiségek (pl. nem tervezett módon mozgó abszorbensek értékességei),
- b) adott kezdeti állapotokból induló üzemzavarok elhárításával, vagy elháríthatóságával kapcsolatos reaktivitás értékek (pl. lezárási reaktivitás),
- c) adott kezdeti állapotot jellemző reaktivitás érték, vagy azzal kapcsolatos mennyiség (pl. tartalék reaktivitás),
- d) reaktivitás tényezők különböző kezdeti állapotokban,
- e) effektív későneutron hányadok.

A reaktorfizikai keretparaméterek „teljessége” egyrészt azt jelenti, hogy a pont-kinetikai egyenletekben szereplő összes lényeges paraméterre korlátozást kell tenni, másrészt eközben az összes kezdeti eseményt és kezdeti állapotot figyelembe kell venni, tehát szükség van a tervezési alap kimerítő, felsorolásszerű áttekintésére, valamint minden egyes tranziens esetén az azt érdemileg befolyásoló reaktorfizikai mennyiségek azonosítására.

A reaktorfizikai keretparaméterek másik csoportja a pontmodellnek azzal a fogyatékoságával kapcsolatos, hogy az elfogadási kritériumoknak nem a zónára átlagosan, hanem annak minden fűtőelemére, fűtőelem-darabjára teljesülniük kell, ráadásul nemcsak egy adott zónára, hanem (az adott átrakási stratégián belül) a jövőben elképzelhető összes zónára. Ez a cél a teljesítmény lokális korlátozásaival úgy érhető el, ha az elemzések során feltételezzük, hogy a normál üzemi lokális teljesítmény-korlátokat az üzemzavar kezdeti állapotában éppen elértük. A modellezés szükséges térbeli részletezettségének megfelelően az adott térrészben (pl. pontmodell esetén az egész zónában, vagy háromdimenziós modellezés esetén a nódusokon belül) ezután a tranziens alatt feltételezzük az eloszlás változatlanóságát. (Itt Nódus alatt általában az axiális felosztás szerinti kötegszakaszokat értjük.) A névlegesnél kisebb teljesítményeken az egyenlőtlenségek a visszacsatolások csökkenése miatt nőnek. Az innen induló elemzésekben ezt a „természetes” növekedést részletes háromdimenziós visszacsatolások segítségével figyelembe vesszük, tehát a



korlátozást ilyenkor is az biztosítja, hogy a zónatervezés során névleges teljesítményen a teljesítmény lokális korlátozásai be vannak tartva.

Egyes esetekben a kutatóreaktor védelmét már a szubkritikusság fennállása önmagában is biztosíthatja, ilyenkor a lokális teljesítménnyel kapcsolatos fenti korlátozások elhagyhatók.

A fenti elvek gyakorlati alkalmazhatósága érdekében fel kell használni, hogy amennyiben egy fizikai mennyiséget korlátozunk a zónának egy adott állapotában, akkor az sok esetben (az adott átrakási stratégián belül) elégségesen jó közelítéssel mindig azonos módon korlátoz egy másik állapotban is. Emiatt a zónatervezés során ellenőrizendő reaktorfizikai keretparaméterek száma csökkenthető.

A keretparaméterek és azok rendszerének ellenőrzésére és szükség szerinti módosítására akkor kerül sor, ha az üzemanyag, vagy annak alkalmazásával kapcsolatos stratégia jelentősen változik. Két biztonsági elemzés között, azonos stratégia és üzemanyag alkalmazásakor az egyes töltetek megfelelőségét úgy igazolják, hogy tervezési számítások, részben mérések segítségével bemutatják: a töltet jellemzői a korábban meghatározott keretrendszeren belül vannak.

## 5.4. Legjobb becslésű elemzések

A reálisan konzervatív elemzések mellett teret kaphatnak legjobb becslésű elemzések. A legjobb becslésű elemzések azon túlmenően, hogy legjobb becslésű számítógépi kódokkal történnek, a rendszertechnikai jellegű paraméterek legjobb becslésű értékeit használják azok konzervatív szélsőértékei helyett. Pesszimista feltételezésként indokolt az 5.3.2. szakaszban tárgyalt keretparaméterek használata. Az ilyen elemzések önmagukban alkalmazhatóak a tervezési alap kiterjesztéséhez tartozó eseményláncok elemzésére. A tervezési alapba tartozó üzemzavarok esetében a módszert olyan esetekben célszerű alkalmazni, amikor a reálisan konzervatív módszerrel nehezen bizonyítható az elfogadási kritériumok teljesülése. Megjegyzendő, hogy a valószínűségi biztonsági elemzések keretében annak vizsgálatára, hogy az egyes eseményláncok a sikerkritériumot teljesítik-e vagy sem, ugyancsak legjobb becslésű determinisztikus elemzések alkalmazhatóak.

A biztonsági elemzések során alapvetően kétféle bizonytalanságról szokás beszélni:

- Aleatorikus (véletlenszerű) bizonytalanság

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

Aleatorikus bizonytalanságról akkor lehet beszélni, amikor olyan eseményeket vagy fizikai folyamatokat kell modellezni, amelyek véletlenszerű vagy más néven sztochasztikus módon mennek végbe, emiatt valószínűségi modelleket kell használni leírásukra. Ilyen jellegű bizonytalanság a kutatóreaktor gyártási adatainak (pl. a fűtőelempláca gyártási adatainak) bizonytalansága, valamint a kutatóreaktor üzemeltetési adatainak (pl. a zóna belépő hőmérséklet) bizonytalansága. Ezeket a bizonytalanságokat a legjobb becslés + bizonytalansági elemzés figyelembe veszi az elemzések elfogadási kritériumai teljesülésének értékelésekor.

- **Episztemikus (ismeretekre vonatkozó) bizonytalanság**

Az episztemikus bizonytalanság a determinisztikus számítási modellben való bizalom mértékét jellemzi, és az elemző véleményét tükrözi arra vonatkozóan, hogy a modell milyen hűen reprezentálja a tényleges rendszert. Másképpen az aktuális tudásszint bizonytalanságának nevezhető. A folyamatokat leíró modellek fő paramétereinek bizonytalansága episztemikus bizonytalanság, amit a legjobb becslés + bizonytalansági elemzések során figyelembe kell venni.

Az aleatorikus és episztemikus bizonytalanságok kezelése általában nem választható el egymástól, az elemzési eredmények és az elfogadási kritériumok összevetése során az aleatorikus és az episztemikus bizonytalanságokat együtt lehet kezelni.

Az útmutatónak nem célja a valószínűség számítás tudományos ismertetése, ebben a tekintetben csak a témakör szerteágazó szakirodalmára lehet utalni. A legjobb becslésű elemzések sorozata, miközben az input-paramétereket saját bizonytalansági sávjukon belül variálják, lehetővé teszik az elfogadási kritériumokkal összevethető számított mennyiségek bizonytalanságának becslését. A rendszertechnikai jellegű és a modellekben szereplő paraméterek valószínűség-eloszlását és bizonytalansági sávját előzetesen meg kell állapítani. Az ezekre vonatkozó információt a Kézikönyvek rögzítik. A kétféle bizonytalanság-típust a becslés során egységesen lehet kezelni. Az elfogadási kritériumok paraméterei legjobb becslésű értékének és az adott valószínűséghez és adott konfidencia-szinthez tartozó szélsőértékének becsléséhez a szakirodalom alapján megválasztott megfelelő statisztikai módszert célszerű alkalmazni. A statisztikai kiértékelés során különösen nagy figyelmet kell szentelni a valószínűségi eloszlásoknak és a különböző paraméterek közt fennálló korrelációknak.

A számítások eredményét befolyásoló bizonytalanságok forrásai között mindenképpen szükséges figyelembe venni az alábbiakat:

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

- a) az alkalmazott fizikai modell korlátaiból eredő pontatlanság,
- b) a kezdeti- és peremfeltételek bizonytalansága,
- c) a geometriai modellezés bizonytalansága,
- d) a numerikus megoldás közelítő volta,
- e) számítógépi hardver/fordítóprogram hatás,
- f) felhasználói hatás (a nodalizáció, az esetleges opciók, az időlépés megválasztása jelentős mértékben befolyásolhatja az eredményt),
- g) a léptékhatásból eredő bizonytalanság (a viszonylag kisméretű mérési berendezések segítségével felállított korrelációk érvényessége sok esetben kérdéses a kutatóreaktor léptékű folyamatokra).

Az első két bizonytalanság-forrást a fent említett statisztikai módszerekkel lehet kezelni. A többi bizonytalanság-forrás értékelése nem történhet statisztikai alapon, az e források által okozott bizonytalanságok szisztematikus jellegűek. Ezek egy részét lehetőség szerint vagy teljesen ki kell szűrni, vagy hatásukat minimalizálni kell. Az egyes hatásokból eredő szisztematikus hiba számszerűsítése a bizonytalanság értékelésének részét képezi.

## **6. A VIZSGÁLT FIZIKAI FOLYAMATOK MODELLEZÉSÉVEL KAPCSOLATOS AJÁNLÁSOK**

Az elemzések során különböző folyamatokat kell vizsgálni, modellezni. Ezek lényegében reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok, valamint az aktivitáskikerülés és -terjedés folyamatai:

- a) a reaktorban lejátszódó reaktorfizikai folyamatok modellezése,
- b) a primer- és szekunderkörben lejátszódó termohidraulikai folyamatok modellezése,
- c) a reaktor forrócsatornájában lejátszódó termohidraulikai folyamatok modellezése,
- d) a reaktor fűtőelemeiben lejátszódó termomechanikai folyamatok modellezése,
- e) az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése a fűtőelemtől a primerkörön vagy bypass-útvonalakon keresztül a légkörbe, a légköri terjedés modellezése, a dózisos becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben.

## 6.1. Reaktorfizika

A reaktorfizikai számítások során elégséges terjedelemben és ismert pontossággal meg kell határozni a neutron és gamma fluxust (tér és energia függés szerint), valamint a hasadások következményeképpen keletkező időfüggő hőforrást ahhoz, hogy az anyagi tulajdonságok, a kiégés, az izotóp-összetétel, a hőmérsékletek, mindezek változásai további modellek felhasználásával kiértékelhetőek legyenek. A számítások során kiemelt figyelmet kell fordítani a reflektorok és az indítóforrás hatásainak figyelembevételére. Ezen kívül a tároló és szállító eszközök, valamint a leállított reaktor esetén reaktorfizikai számításokkal meghatározandó a szubkritikusság mértéke, annak számítási bizonytalansága. A reaktor statikus reaktorfizikai számításainak képesnek kell lenniük a reaktivitás és a reaktivitás-tényezők kiértékelésére. A neutronfizikai modelleknek számot kell tudniuk adni arról, hogy az általuk kiszámolt mennyiségek hogyan függnek az anyagi és geometriai tulajdonságoktól, a kiégéstől és az izotóp-összetételtől, a reflektorok anyagi tulajdonságaitól és geometriai elrendezéstől, valamint a hőmérsékletektől és mindezek változásaitól. Ha a fenti visszacsatolások hatásait, vagy azok egy részét technikai okokból on-line módon nem veszik figyelembe, akkor biztonsággal kapcsolatos számítások esetén bizonyítandó, hogy ennek az elhanyagolásnak a hatása konzervatív. A közelítő eljárásoknak (nodalizáció, energia szerinti kondenzáció, időfüggéssel kapcsolatban elhagyott tagok) vagy a nemzetközileg elfogadott igazolt eljárásokon kell alapulniuk, vagy speciális esetekben a konzervativizmus igazolandó. Aszimmetrikus, vagy lényeges helyfüggéssel rendelkező folyamatok modellezése során az egész zóna reaktorfizikai számításait három dimenzióban kell elvégezni.

Bevált és igazolt gyakorlat a neutronfizikai számítások szintekre való bontása. Ez azon a tapasztalaton alapul, hogy a kisebb kiterjedésű régiók (cella, kazetta) neutron spektrumát a távolabbi környezet kis mértékben befolyásolja, ezért az így kapott hatáskeresztmetszet adatok a nagyobb régiók (pl. a teljes aktív zóna) számítására alkalmasak. A legrészletesebb energia szerinti felosztás – 10000-30000 energia csoport – a rezonanciák önárnyékoló hatásának figyelembevételéhez szükséges. A fentiekkel összhangban ehhez elegendő az adott fűtőelem pálcá és annak nem túl tág geometriai környezetének vizsgálata. A spektrális számítások során egy olyan energia szerinti felosztást lehet alkalmazni, ahol az energia-csoportok száma 50-100. Ez a felosztás alkalmas a vizsgált heterogén régió belüli néhány csoport állandók és albedók meghatározására. Végül a vízzel moderált reaktorok aktív zónája akár néhány energia-csoportban is számolható diffúziós közelítésben.

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

Az adott reaktorra meghatározzák a biztonsági elemzések eredményeit alapvetően befolyásoló, reaktorfizikai jellegű kiindulási paraméterek listáját, azok burkoló értékeit, vagyis a „reaktorfizikai” keretparamétereket (lásd részletesebben az 5.3.2. alfejezetben), amelyeken belül maradv a zóna tervezése (és monitorozása) során még a normál üzemben korlátozhatók a később esetleg bekövetkező üzemzavarok következményei. Ezek a reaktivitás tényezők, a reaktivitás értékek és a teljesítmény egyenlőtlenségi tényezők. Használatuk lehetővé teszi, hogy az üzemzavarok elemzéseit ne kelljen minden átrakás előtt megismételni. Továbbá a keretparaméterek meghatározásánál a számítási bizonytalanságok figyelembe veendőek.

Rendelkezésre állnak, és dokumentáltak a reaktorfizikai számítások eredményeinek bizonytalanságai. A számítási bizonytalanságok forrásai a hatáskeresztmetszetek, a geometriai és összetétel adatok bizonytalanságai, valamint az ún. modell bizonytalanságok, ami alatt a közelítések (pl. diffúziós közelítés) által okozott bizonytalanságot kell érteni. A bizonytalanságokat vagy a primer adatok bizonytalanságaiból kiindulva, azok terjedésének nyomon követésével, vagy közvetlenül a validálási eredményekből származtatják. Az első esetben is szükség van validálásra, ilyenkor a validálás funkciója, hogy igazolja, hogy a primer adatok és a modellezés közelítéseiből származtatott bizonytalanságok helytállóak. A bizonytalanságból származtatott biztonsági sávok (pl. „mérnöki tényezők”) valószínűségi jellemzőit számszerűsítik (pl. „konfidencia szint”, „valószínűség”).

A validáláshoz felhasználják az adott reaktor-típusra érvényes

- a) matematikai tesztfeladatokat (főleg a modellezési bizonytalanságok meghatározása céljából),
- b) „zéró teljesítményű” kritikus rendszereken végzett mérések eredményeit,
- c) az adott reaktor-típuson végzett indítási méréseket (pl. reaktivitás tényezők, abszorbens értékességek),
- d) üzemviteli adatokat (pl. kritikus oldott abszorbens-koncentráció, a zónamonitorozás mérései, amennyiben alkalmaznak ilyen a kutatóreaktorban).

Ha a bizonytalanságokat a primer adatok bizonytalanságainak terjedésével határozzák meg, akkor legalább az alábbi adatok bizonytalanságait veszik figyelembe és dokumentálják:

- a) az üzemanyag pálca hosszúsága, a reaktorban lévő összes pálca együttes hossza,
- b) az üzemanyag dúsítása,

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

- c) az üzemanyag pálcák gadolínium tartalmaa tableta külső átmérőa tablettában lévő furat átmérőjea tableta magassága méreg tartalma,
- d) az üzemanyag tabletták sűrűsége,
- e) a pálcaburkolat külső átmérője,
- f) az üzemanyag kazetta falának vastagsága,
- g) a pálcák távolsága (pálca rácsosztás) pálcák rácsosztása,
- h) a kazetták közötti távolság,
- i) az üzemanyag kazetta kulcsmérete (laptávolság),
- j) a kazetták közötti vízrés,
- k) a központi és vezető csövek átmérője besugárzó csatornák,
- l) az üzemanyag és reaktor állapotát leíró paraméterek (állapot jellemzők) valószínűségi sűrűség függvényei,
- m) a reaktor teljesítménye,
- n) a moderátor hőmérséklet,
- o) az üzemanyagpálca hőmérséklete,
- p) bórsav-koncentrációaz oldott abszorbens koncentráció (amennyiben alkalmaznak ilyet a kutatóreaktorban),
- q) indító forrás.

Bár az alábbi NBSZ-pontok igazolása alapvetően a tervezés feladata, a fentiekben említett reaktorfizikai számításokat felhasználják az igazolás során:

*5.2.16.0200. „Az aktív zóna szerkezetének tervezésekor az összes lehetséges környezeti hatást figyelembe kell venni, beleértve a besugárzás, a kémiai és fizikai folyamatok, a statikus és dinamikus mechanikai terhelések, a hő okozta deformációk és feszültségek, a gyártási folyamat lehetséges változásainak és bármely egyéb azonosított, biztonsági vonzatú tényező hatását.”*

A terhelések egy része és a besugárzás mértékének becslése reaktorfizikai számításokból származik. E számítások során ugyanazt a számítási apparátust célszerű használni, mint a biztonsági elemzések során.

Az adott NBSZ pont kielégíthetőségéhez szükséges, hogy megfelelő módszer álljon rendelkezésre a kutatóreaktor belső szerkezeti elemeiben érvényes neutron és gamma fluxus meghatározására. A reaktorfizikai számításoknak képesnek kell lennie a hőforrás és a kiegész eloszlásainak meghatározására különböző nodalizációs szinteken, kezdve a pálcán belüli eloszlástól mind

stacionárius, mind dinamikai folyamatok esetén. Nemcsak a pálcán belüli hőforrást kell meghatározni, hanem azt a részt is, ami közvetlenül a hűtőközegben jelenik meg. A kúszás mértékének kiszámítása érdekében szükséges meghatározni a burkolatban érvényes neutronfluxust is.

*5.2.16.0500. „Az aktív zóna szerkezetét úgy kell kialakítani, hogy az atomreaktor leállítását, szubkritikus állapotba hozását és tartását nem akadályozhatja meg az alkatrészek lehetséges mechanikai meghibásodása, deformációja, eróziója, korróziója, az atomreaktor hűtőközegének fizikai és kémiai viselkedése normál üzem, várható üzemi események és tervezési üzemzavarok alatt kialakuló körülmények között.”*

A reaktor biztonságos leállíthatósága és szubkritikus állapotban való tartása érdekében bevezetik az alábbi keretparamétereket, és az aktív zónát ezek betartásával alakítják ki:

- a) lezárási reaktivitás,
- b) a rekritikussági hőmérséklet maximális értéke,
- c) az üzemzavari védelem hatékonyságának minimális értéke,
- d) szubkritikusság az átrakás és az ezt követő próbák alatt,
- e) leállási oldott abszorbens-koncentráció előírt értéke a leállítás után eltelt idő és a hőhordozó hőmérsékletének függvényében (amennyiben alkalmaznak ilyet a kutatóreaktorban).

A fenti első négy tekintetében feltételezik a legértékesebb abszorbens fennakadását. A lezárási reaktivitás keretparaméter definíciója figyelembe kell, hogy vegye a leállítást követően közvetlenül kialakuló hőmérséklet-csökkenést. A leállási oldott abszorbens-koncentráció (amennyiben ilyet alkalmaznak) meghatározása figyelembe kell, hogy vegye a leállítás utáni folyamatokat, a további hőmérséklet csökkenést, a xenon koncentráció egy idő után történő csökkenését.

Annak érdekében, hogy az aktív zóna állapotára vonatkozó feltételezések ellenőrizhetők legyenek, a reaktorfizikai számítások képesek a neutron detektorok azon reakció-gyakoriságainak meghatározására, amelyekből a detektor-jelek további modellek felhasználásával származtathatók. A számított és mért jelek összehasonlításait rendszeresen felhasználják a reaktorfizikai számítás validálására is, az összehasonlítás statisztikai jellemzőit dokumentálják.

*5.2.16.0700. „Megfelelő tervezéssel ki kell zárni:*

*a) azt, hogy a reaktortartály bármely alkatrészének a tartályon belüli nem tervezett elmozdulása reaktivitás növekedésével vagy hűtőközeg áramlás csökkenésével járó meghibásodást okozzon;*

*b) a fűtőelem túlterhelésének kialakulását és a fűtőelem geometria olyan megváltozását, mely károsan hat a hőátviteli folyamatra;*

*c) hogy hasadó anyag, vízkiszorító elem, abszorbens vagy kísérleti eszköz zónába való behelyezése vagy eltávolítása nagyobb mértékben növelje a reaktivitást, mint a reaktor-teljesítményt szabályzó és biztonságvédelmi eszközök megfelelő biztonsági tényezővel számolt értékessége; valamint*

*d) az alkatrészek helytelen behelyezését az aktív zónába.”*

A neutronfizikai modelleknek megfelelő pontossággal számot kell adniuk arról, hogy az általuk használt paraméterek hogyan függnek a hűtőközeg hőmérsékletétől, sűrűségétől és az oldott abszorbens tartalmától (amennyiben ilyen alkalmaznak), valamint a normál üzemben és a tervezési alapba tartozó üzemállapotokban lehetséges geometriai változásoktól. Ennek megfelelően, az üzemzavarok elemzésére szolgáló reaktorfizikai modellek csoport-állandóit, vagy pontmodell esetén a reaktivitás-görbéit a fenti paraméterek szerint elegendően széles tartományban, elegendően pontosan paraméterezik. Az érvényes paraméter tartományokat és a paraméterezés módját dokumentálják. Az NBSZ pont teljesülése igazolhatóságának érdekében a reaktorfizikai és termohidraulikai modellek között on-line csatolást hoznak létre, és annak megfelelőségét verifikálják.

A szubkritikusság számítására szolgáló reaktorfizikai számítás számot ad arról, hogy a zónába újabb hasadóanyag kerülése (estlegesen onnan abszorbens eltávolítása) milyen hatással jár.

*5.2.3.0800. „A tervezés során biztosítani kell:*

*a) az inherens stabilitást minden kritikus üzemállapotban negatív reaktivitás-tényezők és más negatív visszacsatolások segítségével”*

A zónatervezésre szolgáló reaktorfizikai számítás számot ad arról, ha egy zónaparaméter kismértékben megváltozik.

*5.2.17.0200. „A biztonságvédelmi rendszernek automatikusan le kell állítania az atomreaktort, ha*

*a) a reaktorvédelmi rendszer kiépített redundanciájának megfelelő számú mérés alapján valamely biztonsági paraméter meghaladja a megállapított üzemeltetési határértéket;*



**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

*b) a biztonságvédelmi rendszer energiaellátása megszűnik; vagy*

*c) a reaktorvédelem kiépített redundáns rendszereiben a megengedettnél több mérés hibásodik meg.”*

Aszimmetrikus folyamat esetén ez a zónában 3D modell alkalmazását teszi szükségessé. A fűtőelemeken kívüli tartományt előzetesen Monte Carlo vagy transzport módszerrel szükséges számolni, aminek eredménye alapján kapcsolatot kell teremteni a fűtőelemek fluxusa és az ionizációs kamrák árama között. A hőteljesítményt elegendő részletességgel célszerű meghatározni ahhoz, hogy további modellek alkalmazásával a hőmérők környezetében a hőmérséklet kellő pontossággal meghatározható legyen.

A reaktorvédelem funkcionalitását ugyanazzal a determinisztikus elemzési apparátussal célszerű elemezni, mint amit a biztonsági elemzések során használnak. Igazolják, hogy minden üzemzavari folyamat során kialakulnak az ÜV-1 jellegű védelmi jelek, hacsak a szabályozók önmagukban nem fojtják el az üzemzavart. Igazolják, hogy ezek a védelmi működések kellő időben megtörténnek. Ugyancsak igazolják a védelmi jelek diverzitását, azaz azt, hogy amennyiben az üzemzavari folyamatok során az első védelmi jel képzése bármilyen okból elmarad, kellő időben második védelmi jel képződik.

A neutronfizikai modelleknek megfelelő pontossággal számot kell adniuk arról, hogy az általuk használt paraméterek hogyan függnek a hűtőközeg sűrűségétől, hőmérsékletétől és amennyiben a kutatóreaktorban alkalmaznak ilyet, az oldott abszorbens tartalomtól. Ennek megfelelően az üzemzavarok elemzésére szolgáló reaktorfizikai modellek csoport-állandóit, vagy pontmodell esetén a reaktivitás-görbéit a fenti paraméterek szerint elegendően széles tartományban, elegendően pontosan szükséges paraméterezni. Az érvényes paraméter tartományt dokumentálják. Az NBSZ pont teljesülése igazolhatóságának érdekében a reaktorfizikai és termohidraulikai modellek között on-line csatolást hoznak létre a pontmodell vagy a térfüggő modellek szintjén, és annak megfelelőségét verifikálják.

Rendelkezésre áll olyan validált reaktorfizikai modell, amely képes a pontosan definiált teljesítmény szerinti reaktivitás együttható meghatározására.

Az útmutató nem kíván utat mutatni, hogyan kell definiálni az összes tervezési alapba tartozó üzemállapotra a teljesítmény szerinti reaktivitás együtthatót. –

*5.2.26.1700. „Olyan létesítményeket és rendszereket kell kialakítani, amelyek a kutatóreaktor a normál üzeme alatt, várható üzemi események és tervezési*

üzemzavarok során alkalmasak a friss és a besugárzott nukleáris üzemanyag kezelésére és tárolására. A tervezésüknél az alábbiakat kell teljesíteni:

a) fizikai eszközök vagy elvek alkalmazásával kell biztosítani, hogy az aktív zónán kívül kezelt, tárolt nukleáris üzemanyag szubkritikussága legalább 0,05 ( $k_{eff} \leq 0,95$ ) legyen, és előnyben kell részesíteni a megfelelően kialakított, geometriai jellemzőinél fogva biztonságos tároló rendszerek, rendszerelemek alkalmazását;

(...)

h) a telephelyen elégséges tároló kapacitást kell biztosítani ahhoz, hogy üzemzavari helyzetben szükség esetén az aktív zóna teljes nukleáris üzemanyag mennyisége kirakható legyen;

Rendelkezésre állnak olyan validált reaktorfizikai modellek, amelyek alapján a tároló és szállító eszközök szubkritikussága kiszámítható. Erre a célra Monte Carlo módszert szükséges alkalmazni. A számítás figyelembe veszi az összetétel, a geometria és a hatáskeresztmetszet adatok bizonytalanságát, valamint a moderáltság lehetséges megváltozásait. Ezen kívül tervezési alapba tartozó üzemállapotokban a sokszorozási tényező tekintetében egy további adminisztratív biztonsági sávot szükséges alkalmazni, aminek értéke normál üzemállapotban 0,05, tervezési alapba tartozó üzemállapotokban pedig 0,02, vagyis a bizonytalanságokkal módosított sokszorozási tényezőnek 0,05, illetve 0,02 értékkel alatta kell maradnia a kritikusság elérésére jellemző  $k_{eff}=1,00000$  értéknek, vagyis az nem lehet nagyobb, mint 0,95, illetve 0,98. Az összetétel adatok tekintetében a kiegészítés lehetséges értékeit figyelembe veszik. Előírható és feltételezhető egy minimálisan elérendő kiegészítés is.

## 6.2. Termohidraulika

5.2.2.2100. „Igazolni kell, hogy a tervezési üzemzavarok esetén a fűtőelemek rövid- és hosszú távú hűtése - amennyiben a kutatóreaktor biztonsági elemzései alapján ez indokolt - fenntartható.”

A primer- és szekunderkörü termohidraulikai folyamatok elemzésére rendszerkódokat célszerű használni. Ezek jellemzője, hogy a tömeg-, momentum- és hőátadási folyamatokat számítanak, adott esetben kiegészítve gázkeverék állapotegyenletekkel a nem kondenzálódó gázok hatásainak figyelembevételére, általában egy-dimenziós közelítésben (esetleg a reaktortartály vagy nagytérfogatú rendszerelemek modellezése történik (közelítő) háromdimenziós megközelítésben). Törekedni kell arra, hogy a fizikai folyamatok leírása legjobb becslésű modellek segítségével

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

történjék, s csak indokolt esetben tartalmazzon a számítógépi modell konzervatív korrelációt. A modell kiterjed az alábbi elemekre:

- a) teljes primerkör, beleértve a szerkezeti elemek megfelelő modellezését, amelyek hőkapacitása bizonyos üzemzavarok esetében jelentős szerepet játszhat;
- b) egyszerűsített szekunderkör: amennyiben a teljes kör nem kerül modellezésre, biztosítani szükséges, hogy a nem modellezett részek esetleges negatív hatását konzervatív peremfeltételek megadásával pótolják;
- c) a reaktorzónát a legtöbb üzemzavar elemzéséhez elegendő több egydimenziós, párhuzamos csatornával s a hozzájuk tartozó fűtőelemekkel modellezni (pl. átlagos, forró kazetta, forró szubcsatorna);
- d) a reaktorkinetikai viselkedést minimálisan pontkinetikai vagy egydimenziós modell írja le;
- e) a védelmi és biztonsági rendszereket teljes egészükben modellezni szükséges;
- f) a szabályozó rendszereket nem szükséges modellezni, de ha hatásuk kedvezőtlenül befolyásolná a vizsgált üzemzavari folyamatot, azt (legalább konzervatív megközelítéssel) figyelembe veszik.

A reaktoron belüli áramlási folyamatokat leíró 3-dimenziós modell megfelelőségét kísérleti adatokkal szükséges alátámasztani. Ha a reaktoron belüli keveredés megalapozása CFD számítás segítségével történik, a CFD modell és számítás megfelelőségét a CFD modell validálásával szükséges igazolni. Megengedett azonban a keveredési folyamatok egyszerűsített modellezése (különösen, ha a vizsgált kulcsparaméter értéke távol van az elfogadási kritérium által meghatározott határértéktől), amennyiben az egyszerűsítések konzervatív volta bizonyítható.

A hűtőközegvesztéses üzemzavarok elemzése során mindenképp figyelembe veszik az alábbiakat:

- 1) A törésméret helyének és méretének vizsgálatával szükséges meghatározni a legkedvezőtlenebb esetet.
- 2) A törésen kiáramló mennyiség meghatározásánál különös figyelmet szentelnek a modell-bizonytalanság ill. a konzervativizmus megválasztásának.
- 3) Fontos a nodalizáció megfelelő megválasztása különösen az alábbi helyeken:

- a) a törés közelében;
- b) a zónában az újranedvesítési folyamat modellezésére;

A nodalizáció megfelelősége tekintetében alapvetően a kódleírásban található ajánlások az irányadóak (lásd 3.2. alfejezet). Ha ezek az ajánlások az adott esetre közvetlenül nem alkalmazhatóak, konkrétan ki kell mutatni, hogy a nodalizáció elért egy olyan finomságot, hogy a további finomítás már nem vezet (az elfogadási kritériumok teljesülése tekintetében) lényegesen pontosabb eredményre.

*5.2.26.1700. „Olyan létesítményeket és rendszereket kell kialakítani, amelyek a kutatóreaktor a normál üzeme alatt, várható üzemi események és tervezési üzemzavarok során alkalmasak a friss és A besugárzott nukleáris üzemanyag kezelésére és tárolására. A tervezésüknél az alábbiakat kell teljesíteni:*

(...)

*g) a kiégett üzemanyag kezelése során biztosítani kell a maradványhő elvitelt a normál üzem, a várható üzemi események és a tervezési üzemzavarok során;*

*...”*

Bár az üzemanyag kezelés és szállítás kérdései kívül esnek az útmutató terjedelmén, itt a tárolással kapcsolatosan kell a megfelelő termohidraulikai modellekkel igazolni, hogy a maradványhő elszállítása biztonságosan megvalósítható a tárolt fűtőelemekből mind normál, mind üzemzvari körülmények között. Az elemzés történhet a folyamatokra validált rendszerkódokkal, vagy speciális kódokkal. Mindegyik esetben igazolják az alkalmazott nodalizáció megfelelőségét, különös tekintettel a természetes cirkulációs állapotokra. Az igazoláshoz fel lehet használni CFD számításokat, ha azokat kísérleti adatokkal alá lehet támasztani.

Gondot kell fordítani arra, hogy a hűtésre vezető folyamatok termohidraulikai elemzése során a rendszertechnikai paraméterek konzervatív értéke általában ellentétes a szokásossal. A reaktortartályba befolyó, az átlagosnál hidegebb hűtőközeg bármilyen elkeveredését csak abban az esetben szabad figyelembe venni, ha erre megfelelően validált eljárás áll rendelkezésre. Különösen fontos lehet a fellépő rétegződés figyelembe vétele, ami jelentős hatással lehet az eredményekre. Ennek az egyfázisú jelenségnek a leírására a CFD kódok alkalmazása lehetséges. A keveredéssel kapcsolatban a jelen alfejezetben megfogalmazott általánosabb ajánlások erre az esetre is érvényesek.

### 6.3. Fűtőelem-viselkedés

5.2.19.0200. „A fűtőelemnek el kell viselnie az elhasználódási folyamatokból eredő összes hatást.”

A követelmény igazolásának alapvető bázisa olyan kísérletekből származó eredmények bemutatása, amelyeket a tényleges kutatóreaktori viszonyokhoz közelálló körülmények között végeztek. Mivel a kísérleti bázis nem terjedhet ki minden elképzelhető eseményre és körülményre, a követelmény igazolásában a kísérleti eredmények mellett fontos szerepet játszanak a determinisztikus elemzések.

A kísérletek egy része hosszú idejű besugárzásokból származik, amelyek révén ésszerű megbízhatósággal igazolják, hogy a fűtőelem-pálcák és -kötegek a kutatóreaktor aktív zónájában való tartózkodás során nem hibásodnak meg egészen a kiégés javasolt felső határáig. A kísérletek más részét reprezentatív üzemzavari körülmények között végzik el, annak igazolása céljából, hogy a legkedvezőtlenebb körülmények között bekövetkező tervezési üzemzavarok során a fűtőelem-pálcák legfeljebb inhermetikussá válnak, de az elfogadási kritériumokban (lásd 7. fejezet) leírt sérülésük nem következik be. A követelmény igazolására felhasználják a fűtőelem-pálcák besugárzás utáni vizsgálatát.

Fűtőelem-viselkedési számításokkal szükséges kimutatni, hogy normál üzemen és várható üzemi események során a fűtőelem-pálcák épsége megőrződik, illetve hogy tervezési üzemzavarok következtében legfeljebb inhermetikussá válnak, de nem sérülnek meg.

Normál üzemi és várható üzemi események során a folyamatok számítására kvázistacionárius, míg a tervezési üzemzavari folyamatok számítására tranziens fűtőelem-viselkedési kódokat használnak.

A kvázistacionárius fűtőelem-viselkedési kódok számot adnak a fűtőelemtöltet és a burkolat tulajdonságainak megváltozásáról a kiégés egész folyamata során. Ebből adódóan ezek a kódok írják le a különböző körülmények között kiégő pálcák termomechanikáját, azaz a pálcán belüli hőmérséklet-viszonyokat és a burkolat deformációját. A termomechanikai modellezés kiterjed a pálcátöltet és a burkolatban lezajló legfontosabb folyamatokra (legalább a pálcátöltet duzzadására és hőtágulására, a burkolat rugalmas alakváltozására, hőtágulására, kúszására és sugárzási növekedésére) és a fontosabb paraméterek (elsősorban a pálcátöltet hővezetési együtthatója) kiégésfüggésére. A különböző körülmények a lineáris teljesítmény és a pálcák külső határán érvényes hőmérséklet axiális eloszlásának változatosságára utalnak. Az elemzések során ésszerű

konzervativizmussal figyelembe veszik a technológiai paraméterek bizonytalanságait. A teljesítmény időbeli változását realiztikusan, a reaktorfizikai modell alapján határozzák meg. A számításokból szükséges meghatározni a pálcák épségére vonatkozó legfontosabb kritériumoknak megfelelő mennyiségeket, így a maximális kerületi feszültséget.

A tranziens fűtőelem-viselkedési kódokkal az üzemzavarok során bekövetkező termomechanikai folyamatokat szükséges elemezni. Ezeket a számításokat megfelelően megválasztott kiégés-értékeknél célszerű elvégezni az üzemzavari folyamatra úgy, hogy a pálca kezdeti állapota megfeleljen a vonatkozó kvázistacionárius számítás adott kiégéshez tartozó állapotának. Az üzemzavari folyamat során fellépő teljesítmény-változást és a pálca határán érvényes hőmérséklet-eloszlás változását a forrócsatorna modell alapján szükséges meghatározni. A modellezés kiterjed az üzemzavar során fellépő pálcán belüli hőmérséklet-viszonyokra és a pálcátöltet, illetve a burkolat deformációjára. A számításokból szükséges meghatározni a pálcák épségére vonatkozó legfontosabb kritériumoknak megfelelő mennyiségeket, elsősorban a maximális kerületi feszültséget.

A fűtőelem-viselkedési kódok validációjának legfontosabb része a kísérleti eredményekkel való összehasonlítás. Ennek során felhasználják a részmodelleket megalapozó kísérleti eredményeket, valamint a pálcákra vagy pálca-szakaszokra vonatkozó kísérletek eredményeit. Ezek a kísérleti eredmények lehetnek a besugárzás vagy az üzemzavar-szimuláció során folyamatosan mért mennyiségek, valamint a besugárzás vagy az üzemzavar-szimuláció után végzett PIE vizsgálatok. A besugárzások történhetnek akár az új fűtőelemet tartalmazó zónákban, akár kutatóreaktorok zónájában. Lényeges, hogy a validáció kiterjedjen a felhasználandó új fűtőelemre vonatkozó eredményekre. A validáció során más, elismert számítógépi kódokkal végzett számítások eredményei felhasználhatók. A kódok validációs jelentésének célszerű részletesen ismertetnie a validáció eredményeit.

#### **6.4. A reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok**

Speciális „forrócsatorna” számítások során kell vizsgálni

- a) a fűtőelem épségére vonatkozó elfogadási kritériumok teljesülését,
- b) az esetleg inhermetikussá váló fűtőelemek számát.

Konzervatív módon a pálcát inhermetikusnak lehet tekinteni, ha a tervezési üzemzavar elfogadási kritériumok valamelyike nem teljesül (lásd pl.: NBSZ 5.2.2.2000. követelmény), ugyanis a tervezési üzemzavari üzemállapotban az egyik alapvető biztonsági cél a fűtőelemek hermetikusságának megőrzése.

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

A forrócsatorna számítások – bár az egész reaktorra vonatkozó számítással szoros kapcsolatban állnak – némileg elkülönülnek, aminek oka egyrészt az, hogy a reaktorra (és az egész kutatóreaktorra) vonatkozó számítások nodalizációja rendszerint durvább, mint ami az egyes fűtőelemek vizsgálatához szükséges (pontmodell, egydimenziós modell, háromdimenziós nodális számítás), másrészt speciális konzervativizmusok alkalmazása válhat szükségessé (lásd alább).

A forrócsatorna számítások során ajánlatos figyelembe venni:

- a) a nodalizáció finomításának hatását (pl. kötegen belüli egyenlőtlenség),
- b) a teljesítmény-eloszlás számításának bizonytalanságait,
- c) átrakási stratégiák hatását,
- d) a reflektorok hatását,
- e) a hűtőközegnek a kötegen belüli, illetve adott esetben (fal nélküli kötegek) a kötegek közötti keveredésének hatását,
- f) a burkolat és töltet közötti rés, valamint a tölteten belüli hővezetés változásának hatását.
- g) a kísérleti céllal a reaktorban elhelyezett tárgyak és anyagok hatását

A fenti szempontok érvényesítése céljából bevezetik, és dokumentálják az alábbi, normál üzemre vonatkozó „keretparaméterek” egyikét:

- a) maximális lineáris hőfluxus,
- b) a hőhordozó állapotának korlátozása a szub-csatornában vagy közvetlenül a hőhordozó hőmérsékletével, vagy a maximális pálcatejesítménnyel és az axiális teljesítmény eloszlás konzervatív felvételével.

Az elemzések elvégzése előtt tisztázandó, hogy milyen konzervatív pálcánkénti teljesítmény-eloszlással végzendők az elemzések.

A forrócsatorna számítás tartománya rendszerint egy kiválasztott fűtőelem pálca és az azt körülvevő hűtőközeg, vagyis szub-csatorna, vagy több pálca és szub-csatorna, de a cél a legterheltebb, legnagyobb teljesítményű pálca vizsgálata.

Az alkalmazandó számítási módszerek a következők:

- a) A hővezetési egyenletek megoldása pálcán belül. Gyorsabb (pl. reaktivitás) tranziensek esetén lényeges az időfüggő hővezetési egyenletek megoldása, valamint ezzel kapcsolatban a töltet kiégésének és a tölteten belüli teljesítmény eloszlásának modellezése. Ilyenkor a töltet és a burkolat közötti rés közötti hővezetés modellezése alapvető

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

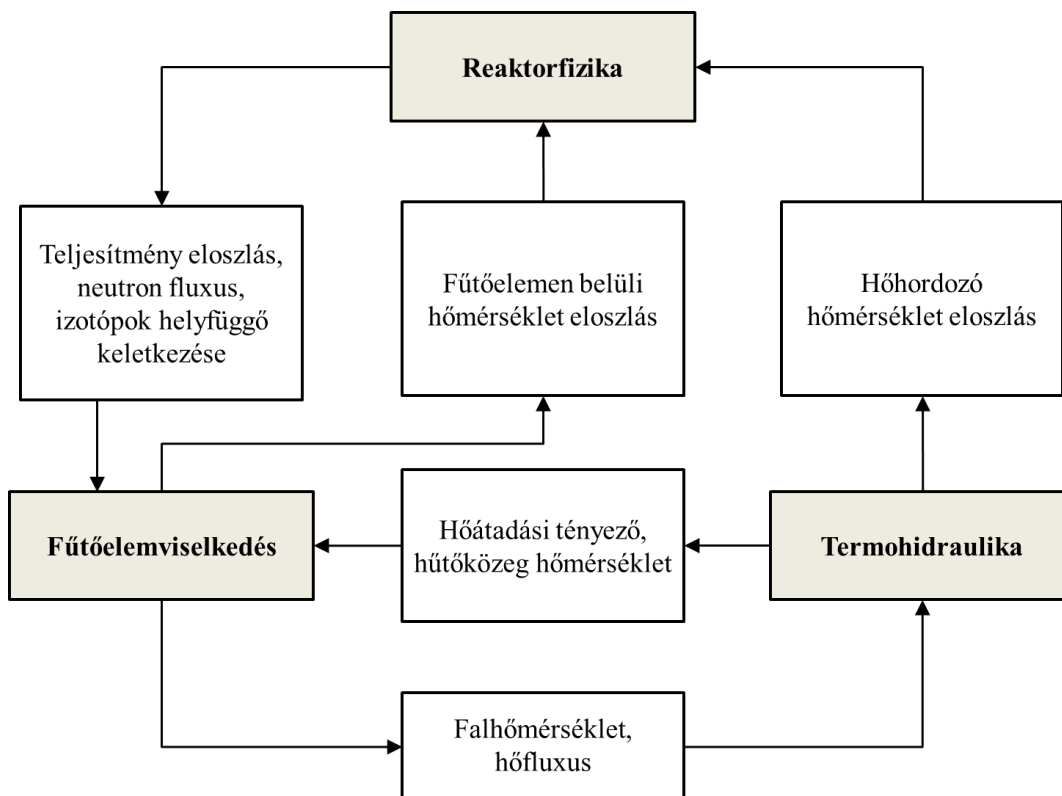
---

jelentőségű. Ehhez a geometriai és a rés gázösszetételének változását figyelembe vevő termo-mechanikai számítási eredményeit kell felhasználni vagy on-line kapcsolt módon, vagy a konzervatív értékek felhasználásával.

- b) Az 1D – axiális – termohidraulikai megmaradási egyenletek megoldása a szub-csatornára, illetve a párhuzamos szub-csatornák és a keresztirányú termohidraulikai kapcsolatok hatásának modellezése, vagy bizonyítottan konzervatív kezelése. Ekkor a határfeltételek a belépő forgalom, kilépő nyomás, vagy a kilépő és belépő nyomás, belépő hűtőközeg entalpia (vagy hőmérséklet).
- c) A fenti számítások bemenő adata a forró pálca időfüggő teljesítményének axiális eloszlása, ami az aktívzónára végzett számításként adódó nodális teljesítmények és a forrócsatorna faktor szorzata a forrócsatornára. A forrócsatorna faktort még a tranziens modellezése előtt állítják be úgy, hogy a maximális megengedett lineáris hő-teljesítmény (vagy a maximális pálcateljesítmény) éppen elérődjön, illetve legjobb becslésű elemzések esetén az a bizonytalan paraméterek egyike legyen.

A fenti modellek kapcsolatait mutatja az 1. ábra abban az esetben, amikor a termohidraulikai modellezést szub-csatorna típusú kóddal hajtják végre (CFD kód esetén a kapcsolat módosul). Ha a modellek nem on-line módon kapcsolódnak, a megfelelő bemenő paramétereket igazoltan konzervatív módon szükséges megválasztani. A pálca kiegészítést konzervatív módon célszerű megválasztani, vagy arra vonatkozóan paraméter vizsgálatot ajánlatos végezni. Ha a termo-mechanikai (fűtőelem-viselkedési) modell ehhez kellőképpen validált, akkor a fűtőelem-meghibásodási kritériumok közvetlenül a meghibásodási mechanizmushoz kapcsolhatók, aminek révén a hagyományoshoz képest kevésbé konzervatív elemzés hajtható végre.





1. ábra: A reaktorfizikai, termohidraulikai és termo-mechanikai modellek kapcsolatai

A hűtőközeg keveredését figyelembe veszik, ha az a gőzfejlődés következtében a forró csatorna hidraulikai ellenállásának növekedésére vagy blokkolódására vezet. A kedvezőbb hűtést a hűtőközegnek a környező, kevésbé fűtött csatornákból történő bekeveredése és a turbulens hő-átadás miatt akkor szabad figyelembe venni, ha a jelenség leírására megfelelően validált modellt alkalmaznak. Ha konzervativizmusa igazolható, akkor zárt forrócsatorna modellezése elfogadható.

A fentiek arra az esetre vonatkoznak, amikor az elfogadási kritériumok szempontjából legkedvezőtlenebb pálcá egyértelműen kijelölhető, és az elfogadási kritériumok teljesülését kívánják igazolni. Ha a legkedvezőtlenebb tulajdonságú pálcá nem jelölhető ki egyértelműen, akkor ún. többszörös forrócsatorna-számításokat végeznek.

Ha az adott üzemzavar során egyes pálcák inhermetikussá válhatnak, akkor a radiológiai következmények elemzéséhez ezek számát szükséges meghatározni. Az inhermetikussá váló pálcák számának meghatározására ugyancsak a többszörös forró csatorna-számítások alkalmasak. Az engedélyes feltételezheti, hogy valamennyi pálcá inhermetikussá válik és ekkor ezektől a számításoktól eltekinthet.

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

Az alábbiakban ajánlott többszörös forrócsatorna-számítás módszerére a 3D számítások eredményeként adódó azon tapasztalat ad lehetőséget, miszerint egy adott tranziensre az egyes kötegek időfüggő és kezdeti teljesítményének aránya csak az üzemzavar által okozott perturbációtól mért radiális pozíció sima függvénye, és nem függvénye a konkrét átrakás okozta kezdeti egyenlőtlenségeknek, tehát a kötegek kezdeti teljesítményének és azok kiégettségének. Ez lehetőséget ad

- a) egyrészt a forrócsatorna vizsgálatban szereplő fűtőelem pálcák élettörténet szerinti osztályozására,
- b) másrészt arra, hogy a leginkább időigényes háromdimenziós számítások következtetéseit más, de azonos stratégia szerinti átrakásokat követő kampányokra alkalmazni lehessen.

A fentiek alapján a többszörös forrócsatorna számítások egy adott üzemzavarra az alábbiak szerint végzendők:

- a) Az aktív zóna kötegei az időfüggő és a kezdeti teljesítmények aránya alapján néhány (5-10) csoportba sorolandók (reaktorfizikai pontmodell vagy egydimenziós modellek esetén csak egy csoportra van szükség).
- b) Minden csoportra az egyik legkedvezőtlenebb tulajdonságú (pl. legnagyobb relatív teljesítmény-növekedési) értékkel rendelkező kazetta története képezi ezután a forrócsatorna számítások inputjának alapját. A burkoló-elv alapján a legnagyobb teljesítmény-növekedési értékkel rendelkező kazetta története képezi a forrócsatorna számítások alapját minden egyes csoportban.
- c) Minden egyes csoportra több forrócsatorna számítás végzendő a tranziens lefolyását leginkább befolyásoló paraméter(ek) (pl. a kezdeti pálca-teljesítmény és -kiégés) függvényében olyan részletességgel, hogy a kapott eredmények felhasználásával interpoláció révén kiszámítható legyen, hogy valamely az adott csoportba tartozó, konkrét kezdeti paraméterekkel rendelkező pálca inhermetikussá válik-e, vagy sem.
- d) A zóna kezdeti állapotának pálcánkénti ismeretében, a zóna pálcáin egyenként „végighaladva” az inhermetikussá váló pálcák összeszámolandók.

A többszörös forró-csatorna módszer nemcsak az inhermetikussá váló pálcák számának meghatározására, hanem egy adott elfogadási kritérium teljesülésének vizsgálatára is alkalmazható abban az esetben, ha legkedvezőtlenebb pálca nem jelölhető ki egyértelműen. Ez utóbbi esetben az összeszámlálás célja a „teljesülés” és a „nem-teljesülés” közti különbségtétel.

A fenti számítások elvégezhetőek mind reálisan konzervatív, mind a legjobb becslésű megközelítésben.

## **6.5. Az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése, a dózisos becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben**

### *6.5.1. Bevezetés*

A kutatóreaktorokban mérnöki gátak rendszere biztosítja, hogy a radioaktív izotópok ne kerülhessenek ki a környezetbe, így a normál üzemi kibocsátás minimális. Üzemzavarok során azonban a mérnöki gátak valamelyike megsérülhet, ezért a telephelyi és környezeti dózisterhelések meghatározásánál a kutatóreaktor üzemzavaraival számolni kell. Az aktivitás forrása a reaktor mellett lehet más is (például kiégett fűtőelem tárolók vagy különböző halmazállapotú radioaktív hulladékok), ezekben az esetekben a mérnöki gátak egy része hiányozhat, és ennek következtében akár kisebb kiindulási aktivitás is vezethet jelentős sugárterheléshez a környezetben.

A sugárterhelés meghatározásának első lépése a radioaktivitás forrásainak, illetve a források jellemzőinek (aktivitás, nuklidösszetétel, a kibocsátás időbeli lefutása stb.) meghatározása. A forrás ismeretében a dózisos meghatározásának folyamata két részre bontható: először szükséges meghatározni a kikerült aktivitás hígulását a dózispontig, majd a kialakuló aktivitáskoncentráció ismeretében elvégezhető a dózisos kiszámítása. A radioaktivitás terjedése és annak modellezése szempontjából alapvetően két terület különböztethető meg: a létesítmény épületein belüli helyiségeken belüli, illetve azon kívüli, környezetben történő terjedés. A környezeti terjedés tekintetében számolni kell mind a légköri, mind a vízi terjedéssel. A belső terhelés meghatározása érdekében szükséges a biológiai transzportfolyamatok (belégzés, vízfogyasztás, tápláléklánc) figyelembe vétele is.

A forrástag meghatározására, valamint az aktivitás terjedésének modellezésére és a dózisszámításokra is igaz, hogy a tervezési üzemzavarok elemzését általában a bizonytalanságokat megalapozottan kompenzáló konzervatív elemzések alkalmazásával, a tervezési alap kiterjesztésébe tartozó események elemzését a legjobb becslés (best estimate) módszerét alkalmazva szükséges végezni.

### 6.5.2. A forrástag

A determinisztikus elemzések kiterjednek a forrástag kiszámítására. A kutatóreaktor különböző üzemi állapotaiban (normál üzemi körülmények, tervezési üzemzavarok) eltérő lesz az aktivitás forrása (2. táblázat), a kibocsátás helye és annak jellemzői is, ennek megfelelően a modellek és az elemzések során alkalmazott feltételezések is különbözőek.

2. táblázat: Az aktivitás forrása normál üzem, tervezési üzemzavar és súlyos baleset esetén

		Az aktivitás forrása		
		<b>Fűtőelem-töltet</b>	<b>Résaktivitás</b>	<b>Primerköri víz</b>
<b>A kutatóreaktor üzemi állapota</b>	<b>Normál üzemi állapot</b>	nem jellemző	nem jellemző	meghatározó
	<b>Tervezési üzemzavar</b>	nem jellemző	meghatározó	a résaktivitás mellett elhanyagolható
	<b>Súlyos baleset</b>	meghatározó	a töltetből kikerülő aktivitás mellett elhanyagolható	a töltetből kikerülő aktivitás mellett elhanyagolható

#### 6.5.2.1. A fűtőelemekből kikerülő aktivitás

A fűtőelemek teljes izotópleltára reaktorfizikai-magfizikai számításokkal határozható meg, a keretparaméterek módszerét alkalmazva. A kibocsátás szempontjából a magas kiégetettségű helyzet a legkedvezőtlenebb, de ezt elemzésekkel alá kell támasztani. A környezeti következmények számítása során az izotópok bomlását figyelembe lehet venni, ehhez a reaktor leállítása és a kikerülés között eltelt időt is meg kell határozni. Ennek hatása különösen a rövidebb felezési idejű izotópok esetében lehet jelentős.

A keletkező izotópokat különböző szempontok szerint lehet csoportosítani. A csoportosítás történhet a keletkező radioaktív anyagok illékonyasága szerint, de az elemzések során más, gyakorlati csoportosítások is elképzelhetőek (pl. kationok, anionok, szerves és szervetlen vegyületek stb.). A környezeti terjedésszámítás során a kategorizálást az izotópok eredete vagy a keletkezés módja helyett általában a terjedést befolyásoló jellemzők

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

(halmazállapot, kémiai forma) alapján érdemes megtenni, és a számítások egyszerűsítése érdekében a hasonlóan viselkedő izotópokat szokás azonos csoportokba sorolni. Ha egy radionuklid több kémiai formában is jelen lehet a kibocsátásban (ilyen például a  $^{14}\text{C}$  vagy a radiojódok), akkor ezt az elemzésekben figyelembe veszik.

A dózisek meghatározásakor az elemzés céljától függően elegendő lehet néhány kulcsfontosságú radionuklidra szorítkozni és azok dóziskövetkezményeit meghatározni. Elemzésekkel igazolják, hogy az eredmények megfelelően jellemzik a kialakuló sugárzási viszonyokat.

Az üzemzavari kibocsátások számításakor a fűtőelem-pálca inhermetikussá válásakor a pálca szabad térfogatában található aktivitás (résaktivitás) kikerülhet a primerkörbe, ahonnan a környezetbe juthat. A teljes folyamat – a szemcsén belüli diffúzió, a szemcsehatáron végbemenő felületi diffúzió, a szemcseközi buborékok keletkezése, növekedése, egybenyílása – modellezése igen bonyolult, ezért a számításokban általában közelítéseket alkalmaznak. A gyakorlatban többféle modell alkalmazható:

- a) a szemcséből történő diffúziós kibocsátás kiszámítása, és annak feltételezése, hogy a gáz a szemcsehatárról azonnal és akadálytalanul kijut a pálca szabad térfogatába,
- b) a szemcséből történő diffúziós kibocsátás kiszámítása és telítési modell alkalmazása a gáz kibocsátására a szemcseközi térből a pálca szabad térfogatába,
- c) a szemcsehatáron érvényes leltár kiszámítása annak feltételezésével, hogy a radioaktív izotópok esetében a szemcsehatáron beáll a radioaktív egyensúly, és a réseleltár származtatása valamilyen arányossági tényező alkalmazásával.

Az igen bonyolult folyamat modellezése csak meglehetősen nagy pontatlansággal lehetséges. Ajánlott ezért a modellezés helyett az összevetéseket lehetővé tevő egységes, konzervatív értékek használata a biztonsági elemzésekben.

A kilencvenes évek elején végzett vizsgálatok alapján egy átlagos zóna kiegészi viszonyai esetén a zónára átlagolt kibocsátásra konzervatív feltételezések mellett 2%-os, best estimate megközelítésben 1%-os értékek alkalmazását javasolták [Stephenson, W., Dutton, L. M. C., Handy, B. J., Smedley, C. (1991): *Realistic methods for calculating the releases and consequences of a large break LOCA, EUR14179*]. A biztonsági elemzések során szabad ezeket a konzervatív ajánlásokat alkalmazni. Eszerint a résbe a zónaleltár  $\frac{0,01}{\sqrt{\lambda}}$  része, de legfeljebb

2%-a kerülhet, ahol  $\lambda$  az egyes nuklidokra vonatkozó bomlásállandó  $1/s$ -ban kifejezve.

A kísérletek azt mutatják, hogy a 40 MWnap/kgU-nál nagyobb kiégésű pálcáknál egyre jelentősebb szerepet kapó peremeffektus jelentősen megnöveli a résbe kikerülő hányadot, így a kiégési szintek folyamatos emelkedése miatt a közelítés már nem biztosít akkora konzervativizmust, mint két évtizeddel ezelőtti bevezetésekor. A közelítés konzervativizmusáról ezért a megengedett kiégés növelésekor megfelelő számításokkal szükséges meggyőződni.

A primerköri csőtöréses üzemzavarok elemzése során a résben található aktivitáson kívül egy ún. fragmentációs járulék hűtővízbe kerülését is figyelembe veszik. Ez a tabletták összetöredéséből származik [*Determination of the in-containment source term for a Large-Break Loss of Coolant Accident, Final Report, EUR 19841 EN (2001)*]. A hűtővízbe kerülő teljes aktivitás a résaktivitás és a fragmentációs járulék összege. A fragmentációs járulék ( $F[\%]$ ) értékét a zónaleltár százalékában kifejezve például az alábbi képlet szerint lehet kiszámítani:

$$F = F_0 \lambda^{-\alpha},$$

hacsak  $F$  adódó értéke nem halad meg egy meghatározott maximumot ( $F_{\max}[\%]$ ). Itt  $\lambda$  a bomlásállandó,  $F_0$  és  $\alpha$  az izotópokra jellemző állandók. (A Kr és Xe izotópokra  $F_0=0,00046$ ,  $\alpha=0,29$ ,  $F_{\max}=0,075$ ; a Br, Rb, Sr, Sb, Te, I, Cs, Ba és La izotópokra  $F_0=0,00048$ ,  $\alpha=0,27$ ,  $F_{\max}=0,013$ ; a többi izotópra a fragmentációs komponens zérus.)

Az alkalmazott közelítés konzervativizmusáról a megengedett kiégés növelésekor megfelelő számításokkal meggyőződnek. Ennek egyik eleme annak meghatározása, hogy a teljes zónaleltárban szereplő gáz halmazállapotú és illékony anyagok hány százaléka jutott ki a gázzésbe normál üzemi gázkibocsátás révén az üzemzavar bekövetkezése előtt. Ehhez a zónában lévő valamennyi fűtőelempálca teljes történetének szimulációja szükséges az üzemzavar bekövetkeztének időpontjáig. A másik elem a fragmentáció mértékének meghatározása, amihez például alapul lehet venni, hogy az összes pálca tablettáinak peremrétegéből az izotópleltár hány százaléka kerül a gázzésbe az üzemzavar során, tekintetbe véve a gázkibocsátás hőmérséklet- és kiégés-függését. További vizsgálat tárgya lehet, hogy mely pálcákat kell inhermetikusként tekinteni, hiszen csak az ezekből származó primerköri kibocsátással kell végső soron számolni. Mindezek a számítások a tudomány mai állása szerint nem tekinthetők kiforrottnak, amit konzervativizmussal célszerű kompenzálni (pl. feltételezve, hogy valamennyi pálca inhermetikussá válik).

### 6.5.2.2. A primerköri hűtőközeg aktivitása

Ha az első mérnöki gátat jelentő üzemanyag-mátrix és a fűtőelemek burkolata nem sérült meg, akkor a primerköri hűtőközeg aktivitása jelenti a forrástagot. A primerkör normál üzemi aktivitásának összetevői között az alábbiakkal célszerű számolni:

- a) radioaktív hasadási termékek és aktinidák vízbe jutása a szivárgó fűtőelemekből és a hasadóanyagot tartalmazó felületi szennyeződésből,
- b) a fémszerkezetek és a fűtőelemek korróziója révén a primerköri hűtőközegbe kerülő felaktiválódott korróziós termékek,
- c) a primerköri hűtőközeg, illetve a benne oldott anyagok felaktiválódásából származó radioaktív izotópok ( $^3\text{H}$ ,  $^{16}\text{N}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{42}\text{K}$ ,  $^{41}\text{Ar}$ ).

A biztonsági elemzésekben a primerköri hűtőközeg normál üzemre vonatkozó aktivitáskoncentrációjaként azt az üzemeltetési határértékeket veszik figyelembe, amelynek meghaladása esetén a reaktor nem üzemeltethető. A primerköri hűtőközeg aktivitáskoncentrációjának modellezésekor a primerköri rendszerek (pl. víztisztító) és folyamatok (pl. szivárgások) hatását figyelembe lehet venni.

Az esetlegesen előforduló szivárgó fűtőelemek hatását a normál üzemi határértékek figyelembe veszik, mert ezek meghaladása esetén a szivárgó fűtőelemet tartalmazó reaktorral nem lehet üzemelni, a reaktort le kell állítani. A primerköri vízbe történő kibocsátások értékelésekor azonban figyelembe veszik a spiking hatását, amikor a teljesítmény és a primerköri nyomás változását követően a burkolat mikrorepedésein keresztül történik kibocsátás.

A kibocsátott aktivitás nagysága szempontjából az alábbi állapotokat különböztetjük meg:

- a) a hűtőközeg egyensúlyi, normál állapota,
- b) a burkolat mikrorepedésein keresztüli kibocsátás (spiking),
- c) üzemzavari gázkibocsátás a burkolatsérülést követően,
- d) zónaolvadás, minden izotóp-típus jelentős kikerülésével [Generic assessment procedures for determining protective actions during reactor accidents, IAEA-TECDOC-955 (1997)].

A biztonsági elemzésekben ajánlatos meghatározni, hogy különböző üzemzavari körülmények között a fűtőelemhálcák hányadrésze válik inhermetikussá, és ezekből mekkora aktivitás kerül ki az üzemzavar során a primerkörbe. Ha ennek meghatározásától az elemzésekben eltekintenek,

akkor azzal a konzervatív feltételezéssel kell élni, hogy a fűtőelem pálcák 100%-a inhermetikussá válik.

### 6.5.3. *Dózisok a létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében*

A létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében a dózisok meghatározása a kibocsátási pont és a dózispont közti hígulás figyelembe vételével történhet. Minden esetben ajánlatos meghatározni a kibocsátási pontban a kibocsátott aktivitás-koncentrációk időbeli lefutását azokra az izotópokra, amelyek a dózisok meghatározása szempontjából lényegesek.

A dózisok meghatározását célszerű két részre bontani. A kibocsátási pontokat és a kibocsátott aktivitás-koncentrációk időbeli lefutását a mindenkori determinisztikus üzemzavar-elemzésekből javasolt meghatározni, viszont a kibocsátott aktivitások terjedését, a receptorpontokra jellemző relatív aktivitáskoncentráció értékeit, valamint az egységnyi kibocsátás következtében fellépő külső és belső terheléseket a kutatóreaktor telephelyének engedélyezésekor határozzák meg. Az időszakos biztonsági felülvizsgálat során kell eldönteni, hogy az utóbbiak felülvizsgálata valamilyen okból szükségessé vált-e.

Ez a szétválasztás lehetővé teszi, hogy az üzemzavari környezeti kibocsátás tekintetében az engedélyes nemzetközileg is elfogadott aktivitás-koncentrációkkal számoljon. Ehhez be kell látni, hogy

- a) a tényleges üzemzavari kibocsátások konzervatívan számolt mértéke nem haladja meg a határértékként használt aktivitás-koncentráció értékeket, és
- b) a határértékként használt aktivitás-koncentráció értékekből számolt dózisok nem haladják meg a vonatkozó dózis-határértékeket.

Ha és amennyiben az engedélyes nem él ezzel a lehetőséggel, akkor a mindenkori determinisztikus üzemzavar-elemzéseket kiegészítik a dózisok kiszámításával, hacsak nem mutatható ki, hogy az elemzett új helyzetben a dózisok eleve kisebbek lesznek, mint a korábban elemzett esetben.

A létesítmény helyiségeiben, illetve a környezetben érvényes dózisok kiszámítására vonatkozó iránymutatások az útmutató 1., illetve 2. mellékletében találhatóak.



## 7. A VONATKOZÓ ELFOGADÁSI KRITÉRIUMOK TELJESÜLÉSÉNEK ELLENŐRZÉSÉRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK

A magas szintű elfogadási kritériumokat az NBSZ tartalmazza. A tervezőnek kell azonban meghatározni azokat a további konkrét elfogadási kritériumokat, amelyek révén a fizikai gátak megőrzik funkciójukat és így az NBSZ egyéb elfogadási kritériumai is teljesülnek. A meghatározott konkrét elfogadási kritériumokat az engedélyes továbbítja a nukleáris biztonságért felelős hatóság részére jóváhagyás céljából.

Ezeknek a kritériumoknak fő felhasználása az, hogy a determinisztikus biztonsági elemzések éppen ezek teljesülését igazolják. A kritériumok meghatározásakor feltüntetik azok forrását, használatuk nemzetközi elfogadottságát, az adott reaktortípusra való alkalmazhatóságukat, valamint meghivatkozzák a mögöttük álló kísérleti adatbázist. Megindokolják, hogy az elfogadási kritérium-rendszer mely része vonatkozik a normál üzemi tranziensekre és várható üzemi eseményekre, mely része a tervezési üzemzavarokra. Az elfogadási kritériumokat úgy adják meg, hogy a konzervatív számítási eredmény, vagy a bizonytalanságokat figyelembe vevő legjobb becslésű számítási eredmény azokkal minden további nélkül összevethető legyen.

*5.2.2.1100. „Bármely kezdeti esemény bekövetkezésekor a kibocsátás útjában álló fizikai gátak közül legalább egynek sértetlennek kell maradnia, vagy igazolni kell, hogy a kibocsátás útjában álló gátak sérülése mellett is mindenkor teljesül a sugárvédelmi biztonsági célkitűzés. Az elemzésekben a kutatóreaktor rendszereinek az adott esemény következményeit leginkább súlyosbító egyszeres meghibásodását vagy ugyanilyen hatású emberi hibát kell feltételezni.”*

Tervezési üzemzavarba tartozó üzemállapotban a fűtőelemek burkolata nem sérülhet meg, de az elfogadási kritériumok sérülése esetén az elemző inhermetikusságot feltételez. Bemutatják, hogy a pálcákban a szabad térfogat nyomása nem haladja meg a primerköri nyomás értékét a maximálisan megengedett pálcakiégés elérése esetén sem, továbbá, hogy a burkolat bármely szakaszán fellépő kerületi feszültség nem haladja meg a tervezés során előírt határértéket. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált kvázi-stacionárius fűtőelem-viselkedési számításokat alkalmazzák.

Egyszeres hiba fennállása esetére is igazolják továbbá a tervezési üzemzavarba tartozó üzemállapotra vonatkozó követelmények teljesülését.

*5.2.16.0200. „Az aktív zóna szerkezetének tervezésekor az összes lehetséges környezeti hatást figyelembe kell venni, beleértve a besugárzást, a kémiai és fizikai*

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

*folyamatok, a statikus és dinamikus mechanikai terhelések, a hő okozta deformációk és feszültségek, a gyártási folyamat lehetséges változásainak és bármely egyéb azonosított, biztonsági vonzatú tényező hatását.”*

A reaktivitásra ható szabályozó és biztonságvédelmi szerkezetek tervezése során a tervező a szilárdsági elemzésekhez terhelési határértékeket rendel. A tervezési üzemzavarokhoz és a tervezési alapba tartozó üzemzavari üzemiállapotokra vezető üzemzavari folyamatok elemzése során igazolandó, hogy a legkedvezőtlenebbnek talált terhelések (hőmérséklet- és nyomásviszonyok) nem haladják meg a terhelési határértékeket. Az elemzések mellett a kísérleti vizsgálatok nélkülözhetetlenek.

*5.2.2.2000. „Biztosítani kell, hogy a hőátadási krízis felléptének valószínűsége a várható üzemi események és tervezési üzemzavarok esetében az aktív zóna bármely pontjában megfelelően alacsony legyen. Amennyiben a determinisztikus biztonsági elemzésekben az egyes fűtőelemek esetén a hőátadási krízis fellépése valószínűsíthető, akkor ezen fűtőelemek meghibásodását, inhermetikussá válását kell feltételezni.”*

A várható üzemi esemény esetén nem következhet be a hőátadás krízise, a DNBR értéke nem csökkenhet a megfelelő bizonytalansági tényezők figyelembe vételével meghatározott érték alá. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált forrócsatorna számításokat célszerű alkalmazni.

Várható üzemi eseménynél a pálcák entalpiája nem nőhet egy meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált reaktorfizikai és/vagy forrócsatorna számításokat célszerű alkalmazni.

Várható üzemi eseménynél a fűtőelemek nem sérülhetnek meg, de a pálcák inhermetikussá válhatnak. A pálcát sérültnek kell tekinteni, ha

- a) a burkolat maximális hőmérséklete meghalad egy a pálca anyagára jellemző stabilitási küszöb-hőmérsékletet,
- b) a burkolat oxidációja meghalad egy olyan mértéket, hogy a ridegedés miatt a lehűtés során a burkolat tönkremenetele bekövetkezhet.

A sérülés e fajtái elkerülésének igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált forrócsatorna és tranziens fűtőelem-viselkedési számításokat célszerű alkalmazni.

Amennyiben nem látható be, hogy valamely meghatározott üzemzavar során csak a zónában található fűtőelem-pálcák egy része válik inhermetikussá, akkor valamennyit inhermetikusnak kell tekinteni. Annak igazolására, hogy csak a fűtőelem-pálcák egy része válik inhermetikussá, kísérletileg

megalapozott, vagy ésszerűen beláthatóan nagyon konzervatív kritériumot használnak.

Ki kell zárni annak lehetőségét, hogy a pálcák deformációja (felfúvódása) következtében a pálcák közti szubcsatornák oly mértékben elzáródhassanak, hogy az a fűtőelem-pálcák hűtését lehetetlenné teszi. Az ilyen sérülési mód elkerülését validált számításokkal vagy közvetlen kísérletekkel ajánlatos igazolni.

Tervezési üzemzavaroknál a pálcák entalpiája nem nőhet egy a tervező által javasolt, az adott fűtőelemtípusra meghatározott, vagy azt konzervatívan becsülő általánosan elfogadott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált reaktorfizikai és/vagy forrócsatorna számításokat célszerű alkalmazni.

Tervezési üzemzavaroknál a primerkör nyomása nem nőhet a tervezési értékhez viszonyított meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált rendszer termohidraulikai számításokat célszerű alkalmazni.

## 8. MELLÉKLETEK

### M1 Melléklet

#### Dózisok meghatározása a létesítmény helyiségeiben és a telephelyen

A kutatóreaktor helyiségeibe kerülő aktivitás elsődleges forrása az üzemzavari kibocsátás. További forrást jelenthetnek a kiégett fűtőelem tárolók, a radioaktív minták és források, valamint a szilárd és folyékony radioaktív hulladékok gyűjtésével, tárolásával, feldolgozásával és ellenőrzésével kapcsolatos tevékenységből származó, a szellőztetett terekbe kerülő folyékony vagy gáznemű radioaktív szennyezések. A kibocsátási pontok és a kibocsátott aktivitáskoncentrációk időbeli lefutása az üzemzavar-elemzésekből ismert.

A folyamatok modellezésének célja, hogy az elsődleges kibocsátási helytől kezdve nyomkövesse az aktivitás terjedését a létesítmény helyiségeiben, meghatározza az érintett helyiségekben fellépő sugárzási viszonyokat.

A sugárterhelés számításakor a létesítmény helyiségeiben a következő komponenseket veszik figyelembe: a helyiség légterében lévő radionuklidok gamma-sugárzása (a béta-sugárzásból eredő dózis általában elhanyagolható), a helyiség falára kiülepedett radionuklidok gamma-sugárzása, a belégzés útján inkorporált nuklidok hatása, valamint egyéb sugárforrások (pl. fűtőelemek, radioaktív hulladék-tárolók, radioaktív minták) közvetlen és szórt sugárzása. Ha az adott helyiség padlójára jelentős aktivitással rendelkező víz kerülhet, ennek dóziszárulékát is határozzák meg.

*5.2.25.1700. „A biológiai védelmeket, árnyékolásokat, valamint a hozzájuk tartozó rendszerelemeket úgy kell tervezni, hogy ésszerűen csökkenthető legyen:*

*a) a sugárzás intenzitása;*

*b) a biológiai védelem, árnyékolás nem tervezett vagy nem szabályozott elmozdulása;*

*c) a biológiai védelem, árnyékolás mögött elhelyezkedő, szabályos időközönkénti kezelést vagy megközelítést igénylő alkatrészek, kísérleti berendezések száma, kivéve, ha maguk a biológiai védelmet, árnyékolást igénylő sugárforrások azok az alkatrészek;*

*d) a sugárforrásokat vagy kísérleti berendezéseket kezelő vagy azokhoz hozzáférő személyeket ezen műveletek során érő indokolatlanul magas sugárdózis;*

**Determinisztikus biztonsági elemzések kutatóreaktorokban**

---

e) bármely sugárforrás nem tervezett vagy nem ellenőrzött - árnyékolás nélkül jelentős sugárterheléssel járó - mozgásának a száma a biológiai védelem, árnyékolás mögül; valamint

f) az olyan helyek száma, ahol radioaktív anyag felhalmozódása lehetséges.”

Az NBSZ 5.2.25.1700 pontja elsősorban a tervezésre vonatkozóan fogalmaz meg követelményt, ugyanakkor teljesülését a méréseken kívül számításokkal is igazolják.

5.2.21.0800. „A szellőztető rendszer szűrőit úgy kell elhelyezni, hogy a kutatóreaktor területén tartózkodó személyek sugárterhelése az ésszerűen megvalósítható legalacsonyabb legyen, ahol szükséges, biológiai védelmet kell felszerelni. Gondoskodni kell a szűrőbetétek biztonságos cserélhetőségéről és a szennyezett szűrőbetétek biztonságos tárolásáról.”

A reaktorépületen kívüli telephelyi dózisek értékelésénél a szellőzőkéményen keresztül történő kibocsátás csak speciális meteorológiai viszonyok mellett vezet a sugárzási szint emelkedéséhez a reaktorépület közelében, azonban az alacsony kibocsátási pontokon keresztül bekövetkező kibocsátás jelentős koncentrációnövekedést eredményezhet az épületek közelében is. Mivel a kibocsátás éppen a nagy radioaktív kibocsátással járó esetekben történhet a talajszínt, az épület közelében kialakuló sugárzási viszonyok meghatározásával ilyen esetekben külön is ajánlatos foglalkozni. (Az eredmények megbízhatóságát pl. szélcsatorna kísérletek tapasztalatai alapján lehet értékelni.) A számításokban a reaktorépület általában egyszerűsített geometriával (például téglatestként vagy hengerként) vehető figyelembe. Az épület méretei, valamint a szélesség és szélirány ismeretében kiszámítható a recirkulációs zónában várható aktivitáskoncentráció, amelyből a dóziskonverziós tényezők segítségével meghatározhatóak a dózisteljesítmény értékek.

A sugárterhelés számításakor a következő komponenseket veszik figyelembe: a légkörbe kibocsátott aktivitás gamma-sugárzása (a béta-sugárzásból eredő dózis általában elhanyagolható), a talajra és a tereptárgyakra kiülepedett radionuklidok gamma-sugárzása, a belégzés útján inkorporált nuklidok hatása, valamint egyéb sugárforrások közvetlen és szórt sugárzása.

## M2 Melléklet

### Aktivitásterjedés és dózisok a környezetben

A kutatóreaktor helyiségeibe kerülő aktivitás elsődleges forrása az üzemzavari kibocsátás. A környezeti kibocsátás a szellőzőkéményen vagy egyéb környezeti kibocsátási pontokon történik. A kialakuló sugárzási viszonyokat jelentős mértékben befolyásolja a szellőzőrendszer működőképessége, valamint a szellőzőrendszer paramétereit. További forrást jelenthetnek a kiégett fűtőelem tárolók, a nagyaktivitású minták és források valamint a szilárd és folyékony radioaktív hulladékok gyűjtésével, tárolásával, feldolgozásával és ellenőrzésével kapcsolatos tevékenységből származó, a szellőztetett terekbe kerülő folyékony vagy gáznemű radioaktív szennyezések. A kibocsátási pontok és a kibocsátott aktivitáskoncentrációk időbeli lefutása az üzemzavar-elemzésekből ismert.

A lakosság kutatóreaktorból származó – a természetes sugárterhelésnél általában több nagyságrenddel kisebb – többlet sugárterhelésének meghatározása során az alábbi komponensekkel szükséges számolni:

- a) a létesítmény működéséből származó közvetlen és szórt gamma- és neutronsugárzás külső sugárterhelése (ez a járulék a létesítményen kívül általában elhanyagolható),
- b) a szellőzőkéményen vagy közvetlenül az épületen keresztül történő légköri kibocsátásból eredő külső sugárterhelés a kibocsátott szennyezés csóvája, vagy a csóvából a talajra és más felszíni tárgyakra kiülepedett aktivitás következtében,
- c) a légköri kibocsátás következtében a belégzésből származó belső sugárterhelés,
- d) a légköri kibocsátás következtében a szárazföldi táplálékláncba jutó radioaktivitás által okozott belső sugárterhelés a szennyezett talajból felvett radioaktivitáson, illetve a fogyasztott növényekre, gyümölcsökre történt közvetlen kiülepedésen keresztül,
- e) a folyékony kibocsátásból származó külső sugárterhelés,
- f) a folyékony kibocsátásból származó belső sugárterhelés (pl. ivóvíz vagy halak fogyasztása, öntözésen keresztül a táplálékláncba bekerült aktivitás felvétele).

A lakossági dózisok számításához megfelelő átviteli tényezőket, valamint viselkedési és fogyasztási jellemzőket használnak. A tápláléklánc tekintetében figyelembe lehet venni a tej feldolgozásának és fogyasztásának

szokásait, ha és amennyiben ezeket megfelelő statisztikus eljárásokkal elemezték.

*5.2.25.0600. „A telephelyen nem sugárveszélyes munkakörben foglalkoztatott sugárterhelését becsléssel kell meghatározni. A telephelyen kívül élő lakosság sugárterhelését olyan forrásadatokról kell meghatározni, amelyek a lakosság kritikus csoportjára vonatkoznak és figyelembe veszik az adott helyen fellelhető összes forrásból származó sugárterhelést.”*

Az elemzéseket az NBSZ 5.2.25.0600. pontjának megfelelően a reprezentatív személyre végzik el, azaz arra a fiktív személyre, aki egységnyi kibocsátásból a legnagyobb sugárterhelésnek kitett személyek közül reprezentatív effektív dózist szenved el. A reprezentatív személy meghatározása külön figyelmet igényel.

### **M2.1. Léggöri terjedés**

A szennyezőanyagok léggöri terjedésének leírására megfelelően dokumentált, nemzetközileg is elfogadott modellt alkalmaznak. Egymástól eltérő modelleket lehet alkalmazni a folyamatos és a rövid idejű kibocsátások esetében, illetve a kibocsátási pont közvetlen közelében és a távolabbi környezetben. A léggöri terjedés modellezésére a forrás maximum 20-30 km-es körzetében a kétdimenziós Gauss-eloszláson alapuló csóvamodell és a háromdimenziós eloszláson alapuló puff modell alkalmazható. A néhány száz kilométert meghaladó, regionális skálájú modellezés során figyelembe veszik a radiokémiai átalakulásokat, a domborzat áramlásmódosító szerepét, valamint a szárazföld és a vízfelszín eltérő tulajdonságaiból eredő hatásokat. Alapvetően két megközelítés alkalmazható.

Az egyik eljárásban egy reprezentatívnek tekinthető időszak (pl. 1 vagy 5 év) meteorológiai viszonyaira (szélirány, szélesség, Pasquill kategória, csapadék) végzik el a számításokat, azaz meghatározzák a reprezentatív személy által kapott dózisokat. Az eredmények akkor elfogadhatóak, ha az így kapott dózisok 95%-a nem haladja meg a kritériumként megadott értéket.

A másik megközelítés szerint elfogadhatóak a Pasquill D kategóriára és 5 m/s szélességre, száraz (0 mm/h), illetve enyhén csapadékos (1 mm/h eső) idő figyelembevételével történő számítások, amelyeket a talajsintű kibocsátások esetére Pasquill F kategóriára elvégzett számítások egészítenek ki.

A számításokkal igazolható az NBSZ 5.2.25.0600. pontjának és 5.3.14.0100. pontjának teljesülése.

## **M2.2. Vízi terjedés**

A vízi aktivitásterjedés modellezése során általában a felszíni vizek közül a hazai adottságoknak megfelelően elsősorban a folyókkal ajánlatos foglalkozni. Célszerű figyelembe venni a felszíni víz szennyeződése valamennyi módját, legalább

- a) a felszíni víz közvetlen szennyeződését,
- b) a felszíni víz közvetett szennyeződését a talajvízen keresztül,
- c) a felszíni víz közvetett szennyeződését a légköri kibocsátás vízfelszíni kihullása, illetve a talajfelszínről történő bemosódása révén.

A modell leírja a felszíni vizekben végbemenő terjedést. A folyóban történő elkeveredést megfelelő konzervatívizmussal veszik figyelembe. A vízi kibocsátás során a legfontosabb besugárzási útvonalakkal (a víz, illetve a part közvetlen sugárzása, az ivóvízfogyasztás és a tápláléklánc járuléka) számolni kell.