

Probabilistic and fuzzy approach to safety assessment for the Bábaapáti (Üveghuta) Site

MARTIN GOLDSWORTHY¹, GYULA DANKÓ² and JÁNOS FODOR³

¹Golder Associates (Germany) GmbH., Vorbruch 3, D-29227 Celle, Germany,

²Golder Associates (Magyarország) Kft., H-1021, Budapest, Hívósvölgyi út 54., Hungary,

³Szent István Egyetem, Állatorvos-tudományi Kar, H-1078 Budapest, István u. 2., Hungary

Key words: disposal barriers, fuzzy methods, Hungary, mathematical methods, Mórág Block, probability, risk assessment, safety, South-eastern Transdanubia, waste disposal

Abstract

The repository planned at Bábaapáti (Üveghuta) is intended to take low- and intermediate-level radioactive waste materials resulting from the nuclear power plant at Paks. The objective of safety assessment is to provide reasonable assurance that the repository will meet the requirements for the safety of the population and the environment.

Part of the safety assessment procedure includes description of the repository system and assessment of the features, effects and processes (FEPs) which may influence its performance. On this basis conceptual models are developed and also scenarios describing potential modifications and evolutions of the repository system are presented.

For the purposes of assessing whether the repository is safe projections are made of its behaviour over time. This involves converting conceptual models and scenarios into calculation models of the release, transport and uptake of radionuclides. Two possible approaches are introduced here which are especially relevant when considering the uncertainties inherent in many of the factors of relevance to safety assessment. Information is provided on the application of the probabilistic approach to the proposed repository at Bábaapáti, together with some introductory remarks on application of the fuzzy approach.

Aims of the safety assessment

The repository planned at Bábaapáti (Üveghuta) is intended to take low- and intermediate-level radioactive waste materials resulting from the nuclear power plant at Paks. Disposal of such materials is regarded internationally as a task requiring special care in order to ensure the safety of the population and the environment in the vicinity of the repository. In Hungary there are a number of regulations relating to facilities such as repositories for radioactive wastes, and these have the general objective of ensuring that the facilities are safe.

The principal relevant regulation is the Law CXVI. of 1996 on Atomic Energy. The Decree 62/1997 (XI.26.) IKIM of the Ministry of Industry, Trade and Tourism on the Geological and Mining Requirements for the Siting and Planning of Nuclear Facilities and Radioactive Waste Disposal Facility defines the geological suitability of a repository site as a confinement for radioactive materials. The newest regulation is the Decree 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM of the

Ministry of Health, Social and Family Affairs which covers storage and final disposal of radioactive waste. This decree defines the maximum dose received by a person exposed to materials derived from the repository. [Exposure: The contact of being subject to contamination to an interface (surface of the skin, respiratory passages, alimentary canals, *etc.*) of a living organism (humans, or other component of the ecosystem) and the contaminant assimilates (GONDI et al. 2004).] Further in this decree both the procedure to be used for safety assessment and the content of the safety report are defined.

These Hungarian regulations are based on international practice and guidance as collected and published by the IAEA (International Atomic Energy Agency), ICRP (International Commission on Radiological Protection) and OECD/NEA (Organisation for Economic Cooperation and Development, Nuclear Energy Agency). Amongst these guidelines are the definitions of safety assessment provided by IAEA (1999a), which include the following:

Safety assessment is an iterative procedure for evaluating the performance of a *disposal system* and its potential impact on human health and the environment (IAEA 2003a). Its aim is to provide reasonable assurance that the disposal system will provide a sufficient level of safety and meet the relevant requirements for the protection of human health and the environment (see for example IAEA 1999b).

The aims of the safety assessment being carried out for the Bábaapáti (Üveghuta) repository are fully compatible with these IAEA definitions. Through the assessment work the behaviour of the repository within its geological surroundings is being quantified and evaluated. An important part of the evaluation is to show that the numerical criteria provided in the Hungarian regulations are not exceeded, for example the maximum radioactive dose. With the understanding gained, in the iterative manner described by IAEA (2003b), guidance can be provided on how the system might be improved by modifying significant features, to further increase the level of assurance that the performance will be satisfactory. This assessment of the sensitivity and of the robustness of the complete disposal system is also an aim of the safety assessment process (IAEA 2003b).

Safety assessment procedure

Safety assessment procedures vary to some extent from project to project, in accordance with the specific features of the disposal system and the boundary conditions provided by the legislative framework. In order to facilitate the development of stakeholder confidence in the results safety assessments should be transparent and the origins of data and assumptions should be traceable.

In a general description of common features IAEA (1999b) notes that a safety assessment consists of:

- an estimate of system performance for all the situations selected that potentially impact on human health and the environment;
- an evaluation of the level of confidence in the estimated performance; and
- an overall assessment of compliance with relevant safety requirements.

All performance assessments comprise a similar set of activities, even if there is a difference in the terminology applied in different programmes.

The safety assessment procedure described here for the Bábaapáti (Üveghuta) repository is summarised in Figure 1.

Assessment context

In the case of the Bábaapáti (Üveghuta) repository the primary assessment context is provided by the Hungarian regulations which were discussed briefly in the previous section. Additional assessment criteria and safety indicators are derived from international practice and experience.

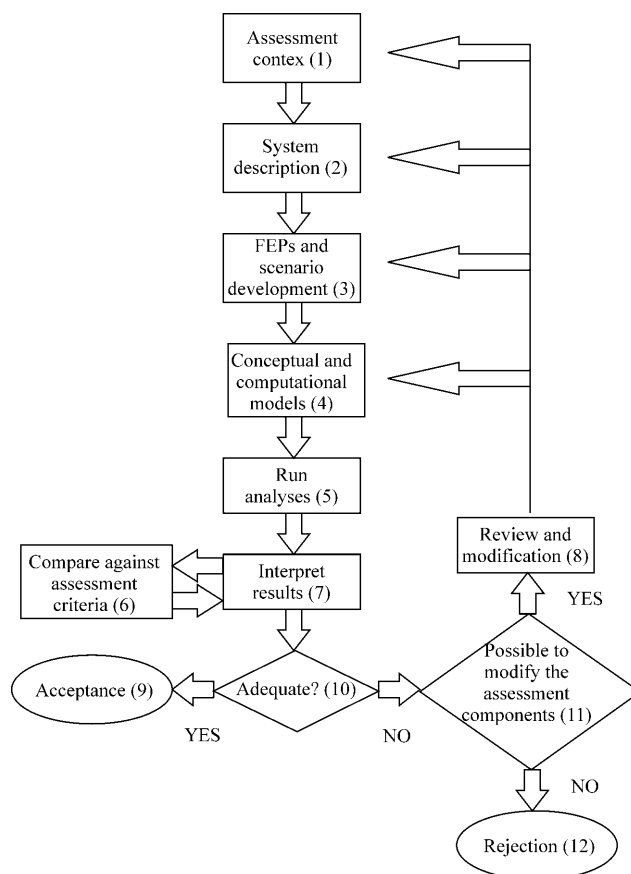


Figure 1. The safety assessment procedure (after IAEA 2002)

1. ábra. A biztonsági értékelés menete (az IAEA 2002 nyomán)

- 1 – értékelési környezet, 2 – rendszerleírás, 3 – FEP-ek és forgatókönyvek, 4 – koncepcionális és matematikai modellek, 5 – futtatások és elemzések, 6 – értékelési követelményekkel való összevetés, 7 – eredmények értelmezése, 8 – felülvizsgálat és módosítások, 9 – elfogadás, 10 – megfelelő?, 11 – lehetséges a rendszerkomponenseket módosítani?, 12 – elvetés

System description

An understanding and evaluation of the system performance can only be made on the basis of a description of the physical features of the repository and its surroundings. This description includes the waste materials themselves, the containers and other features which provide engineered barriers to the release of radionuclides, the paths by which radionuclides may migrate to enter the biosphere and the biosphere itself, in which organisms absorb and are affected by the released radioactivity.

FEPs and scenarios

A FEP is a feature, event, process or other factor that may be necessary to consider in a repository safety assessment. This includes physical features, events and processes that could directly or indirectly influence the release and transport of radionuclides from the repository or subsequent radiation exposures to humans, plus other factors, e.g. regulatory requirements or modelling issues, which constrain or focus the analysis (IAEA 2001). There are lists of FEPs produced by in-

ternational working groups, such as that in (OECD/NEA 2000), and these include many which may be screened out as being irrelevant for a specific location or type of repository. Some of the relevant FEPs will be determined by features of the waste and repository system, and some by external factors such as climate. An example is the climatic influence on the rate of water flow through the repository zone.

The FEPs may be used in considering the ways in which the disposal system may evolve over the long time period until the radioactive content of the waste has been reduced to safe levels through decay of the radionuclides.

Scenario is a postulated or assumed set of conditions and/or events. They are most commonly used in analysis or assessment to represent possible future conditions and/or events to be modelled, such as possible accidents at a nuclear facility, or the possible future evolution of a repository and its surroundings (IAEA 2003a). It is frequently possible to develop a set of scenarios which describe different types of evolution, each of which leads to release of radionuclides from the repository.

Conceptual and computational models

On the basis of the description of the disposal system and the FEPs and scenarios a model or models must be set up which describe the way in which the disposal system functions. Such a model will include the degradation of engineered barriers allowing the radionuclides to be exposed and then released, and the transport mechanisms which control the rate at which the released materials can migrate through the geological environment to the biosphere.

To make the desired quantitative assessment of the disposal system's performance these models must then be implemented as computational models and these must be populated with appropriate parameter values.

It is important that the models used are both verified and validated. The term "verification" is used to describe the ability of a numerical model to approximate a mathematical model (*e.g.* comparison of analytical and numerical solutions of a mathematical model to ensure that the equations are solved as intended). The term "validation" is used to describe the ability of a mathematical model to describe the physical system (*e.g.* the appropriateness of Darcy's law to describe groundwater flow in a porous or fractured media) and the ability of a conceptual model to reproduce the observed conditions (ANDREWS *et al.* 1985).

Analyses and evaluation

The calculation results, which may be in terms of the time history of the dose received by some specific receptor organisms, are then analysed and evaluated. The values will generally be compared with the legally defined criteria, but may also be analysed in terms of sensitivity and uncertainty in order to determine the significant features of the system behaviour, such as by determining which parts of the system are

providing the principal confinement of the radionuclides (this is required to evaluate the robustness of the disposal system). These analyses and evaluations may be used to provide guidance and input for iterations to improve the security of the system or to otherwise optimise the repository design.

Uncertainty and sensitivity analysis is required specifically in the analysis and evaluation stage, but the acknowledgement and treatment of uncertainties are important components of scenario development, conceptual model development and parameter value definition. It is the way in which uncertainties are treated in these stages and that is the key difference between the different types of approach – deterministic, probabilistic and fuzzy – which are discussed in more detail below.

Modelling approach

A deep geological repository had been modelled. The deep geological repository is a facility for disposal of radioactive waste located underground (usually several hundred metres or more below the surface) in a geological formation to provide long-term isolation of radionuclides from the biosphere. In all types of safety assessment concerned with the post-closure performance of a deep geological repository there are common features. This results, in part, from the normal physical features of a modern repository, in which the waste is confined within engineered barriers, and these are situated within a host rock through which radionuclides must migrate in order to arrive in the accessible environment. These three zones are often referred to as the near-field, the far-field or geosphere, and the biosphere (see Figure 2).

In the case of a deep geological repository the basic objective is to ensure that radioactive doses only occur through release and migration from the repository (*i.e.* from the near-field) to the receptors (in the biosphere). Intrusion of receptors into the waste is also considered, but the principal reason for choosing a deep disposal system is to reduce the likelihood and the consequences of this kind of scenario.

It should be noted that there are no typical fixed boundaries between the zones in a model. The near-field, for example, may include both man-made elements – the engineered barriers – and part of the host rock – particularly the EDZ (Excavation Disturbed Zone – the part of the host rock affected by the process of constructing the repository). Nevertheless, the zones are useful in considering the sequence of processes which may result in a radioactive dose to a receptor. The zones can be visualised as a set of concentric circles, with radionuclide migration occurring from the centre outwards (see Figure 3).

An important factor, which applies in all the zones of the model, is time. The relatively long time period (some hundred thousand or even million years) to be considered in a safety assessment is demanded by the nature of radioactive decay and the formation of daughter nuclides (*e.g.* the half life of ^{36}Cl is 301,000 years). In order to protect the ex-

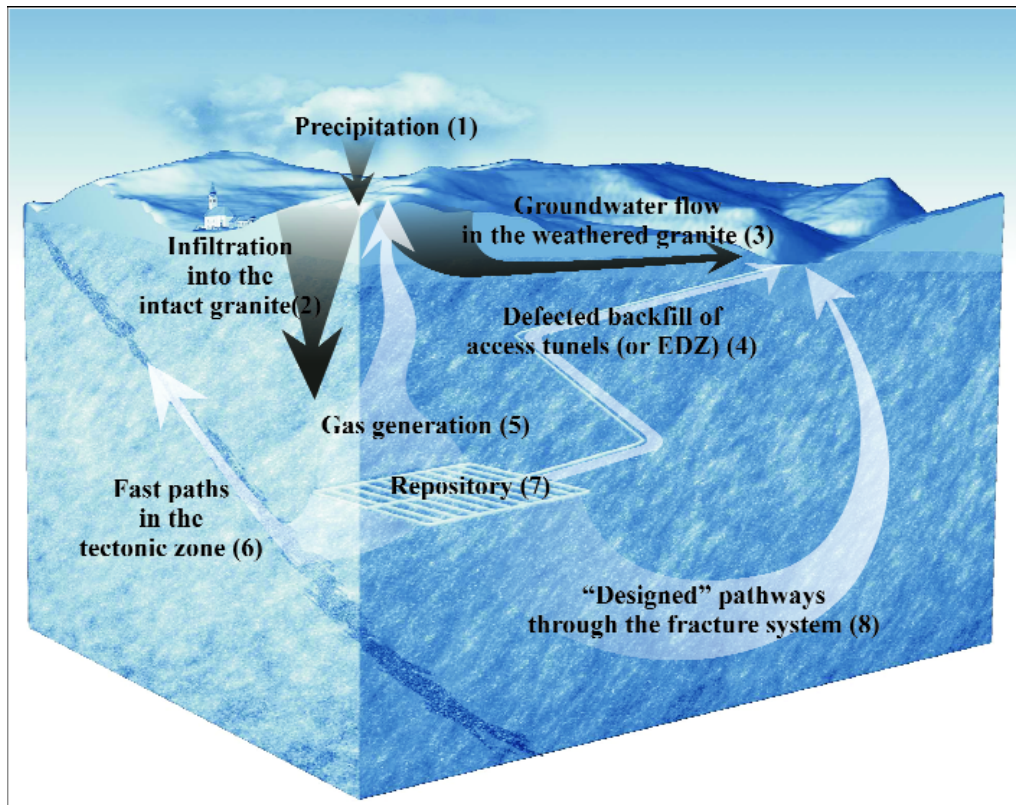


Figure 2. Potential pathways for radionuclides from a deep geological repository

2. ábra. A mélygeológiai tárolóból kikerülő radioaktív izotópok lehetséges árampályái

1 – csapadék, 2 – üde gránitba beszivárgó talajvíz, 3 – mállott gránitban szivárgó talajvíz, 4 – rosszul tömődékelt vágat (vagy EDZ), 5 – gázképződés, 6 – gyors árampályák a tektonikus zónában, 7 – tároló, 8 – „tervezett” árampályák a gránit repedésrendszerében

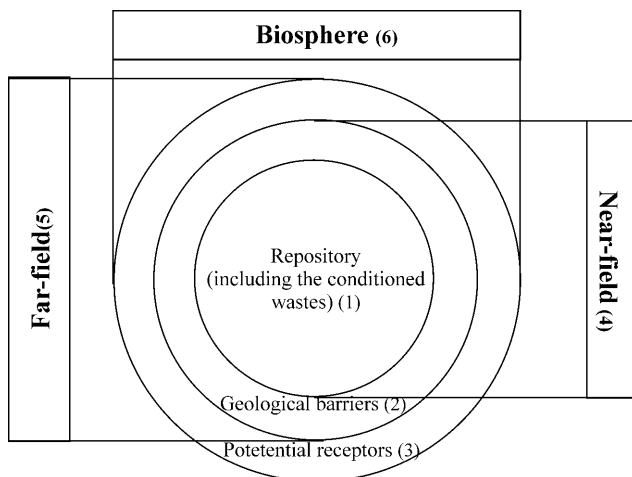


Figure 3. Zones of a disposal system

3. ábra. Az elhelyezési rendszer zónái

1 – tároló (a kondicionált hulladékot is beleértve), 2 – földtani gátak, 3 – potenciális hatásviselők, 4 – közeli környezet, 5 – távoli környezet, 6 – bioszféra

posed environment from effects from the waste a disposal system is designed to delay and/or retard the sequences of processes which may result in the occurrence of a radioactive dose. It should be noted that while the occurrence and rate some relevant processes can be influenced by engineering

measures, such as the selection of a corrosion resistant packaging material, natural processes and events, such as erosion, cannot generally be influenced but they must still be accounted for. The primary results of an assessment of a disposal system are therefore expressed as projected radioactive doses as a function of time after closure of the repository.

Within the near-field the processes and events which are always considered are those related to the exposure of the radioactive materials and to their release in a form in which they can migrate away from the repository. Important factors here are often expressed in terms of the lifetime of packages, and both this and other processes are dependent on the geochemical conditions within the near-field.

The host rock and other geological units are expected to contribute to the safety of disposal in three main ways:

- by providing physical isolation of the wastes from the near-surface environment and the potentially disruptive processes that occur there;

- by maintaining a geochemical, hydrogeological and geomechanical environment favourable to the preservation and performance of the engineered barriers;

- by acting as a natural barrier restricting the access of water to the wastes and the migration of released radionuclides.

Most of these contributions are typically considered in the near-field part of an assessment, with the barrier to mi-

gration of released radionuclides, in the final point, accounted for in the geosphere part of the model. In all safety assessments the geosphere is considered in terms of its influence on the travel time (which is necessary for released radionuclides to migrate from the repository to the biosphere).

In the final part of all assessment models – the biosphere – the concentration of radionuclides in accessible environmental media is calculated. This is clearly dependent on the delivery rate from the geosphere, but also on other factors such as the dilution resulting from mixing with unaffected media, such as ground water which has not interacted with the repository. In most assessment models a further calculation stage is carried out, to convert the environmental radionuclide concentrations into the radioactive dose received by specific types of receptors. This is always required when the assessment criteria are expressed in terms of a maximum allowable radioactive dose. Conversion of radionuclide concentrations to doses of radioactivity is always based on assumptions concerning the lifestyle of the receptors under consideration, and especially their patterns of consumption of foodstuffs and of water.

Alternative approaches

For the safety assessment of the Bataapati (Uvegghuta) repository there are several alternative approaches which are being used in parallel, but based on agreed common data. Two possible approaches are introduced here which are especially relevant when considering the uncertainties inherent in many of the factors of relevance to safety assessment. These approaches are considered to be useful in the context of building confidence in the results of the safety assessment.

Probabilistic safety assessment

A particularly difficult aspect of the safety assessment of a disposal system results from the combination of system complexity with the uncertainty associated with many of the FEPs which influence the behaviour of the repository far into the future. The sources of this uncertainty, as identified in BARDOSY, FODOR (2004) are:

- natural variability, and
- human factors, such as errors and incomplete knowledge.

It must be emphasised that uncertainty from both these sources generally exists not only in relation to the values of parameters involved in modelling a specific process. It is often also uncertain whether a specific process will occur at all.

The disposal system, and even a model created to simulate its behaviour, is frequently complex. This makes it difficult to decide *a priori* how much influence a specific factor will have, and, in some cases, even to decide the likely direction of the influence. Higher precipitation might increase flow through the repository, increasing radionuclide transport, but the same precipitation increase could potentially also result in an over-compensating increase in dilution in

the biosphere. For this reason, probabilistic modelling, which includes the full ranges of the possible parameter values, is more likely to provide a good description of the range of the system behaviour.

With respect to the uncertain occurrence of potentially significant events and processes there is a similar issue. Scenarios are sometimes defined which describe the performance of the repository, but with an assumption about the occurrence of some specific event, such as the climatic modification mentioned above. A model of such a discrete scenario cannot provide a good description of the full range of the behaviour of the disposal system. In probabilistic modelling, the various factors related to the occurrence or the description of the effects of the “scenario” event or events can be included in the model, thus automatically providing an integrated description of the system performance.

Another benefit of the adoption of the probabilistic approach is that it enables safety assessment modelling to be commenced at an early stage in the project life, at a point when many factors are still to be investigated and are correspondingly very uncertain. The procedure, known as top-down modelling, relies on making and using assessments of the effects of collections of factors, in contrast to making detailed calculations of the individual processes. The top-down process assumes that modelling will proceed in stages, with the factors found to be significant subjected to increasingly detailed treatment in each stage, as sufficient data become available.

An example is the treatment of the geosphere.

As illustrated in Figure 2 there is a variety of potential pathways for the transport of the released radionuclides into the biosphere. Some of these depend on the elements of the disposal system, such as the access tunnels, which do not even exist in the early stages of the repository programme. Others depend on properties of the rock mass and its heterogeneity, both of which are likely to be only poorly known, especially in the early stages. A reasonable basis for modelling at this stage could be to apply flows and travel times based on any hydrogeological information which is available for the site area and on assessments of possible parameter ranges derived from other projects and literature. In the case of Bataapati (Uvegghuta) porous medium flow modelling was carried out on a regional scale at an early stage in the project, and this provided a basis for combining this kind of information.

It can reasonably be expected that the top-down modelling will show that the influence of the geosphere on the results is large, in terms both of the distribution of the released radionuclides between the various pathways and of the travel times which may be expected for each pathway type. For the crystalline host rock at Bataapati (Uvegghuta), Figure 4 shows a typical realisation of the fracture system. The flow velocity distribution and the transport of radionuclides is likely to be strongly affected by properties of these fractures including their frequency, aperture and connectivity (see Figure 5).

Subsequent modelling stages used for the groundwater transport in the top-down process could be first a simplified fracture-based flow model, based on the observed distributions of transmissivity. At a more detailed level, the safety assessment modelling could be based on calculated flows within networks of intersecting fractures, with the geometry

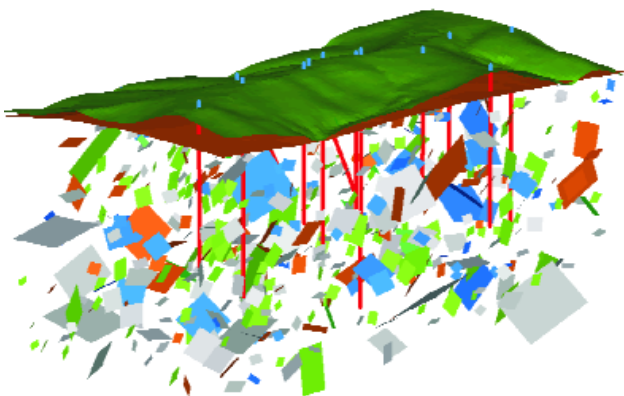


Figure 4. Simulated sparse fracture system at Bataapati (Üveghuta)
4. ábra. Ritkított repedésrendszer egyik realizációja Bataapátiban

and other properties simulated on the basis of additional information on the *in situ* hydraulic connectivity. Fractures are present in a wide spectrum of sizes from microcracks smaller than a millimetre through to faults of kilometre extent. The principal conceptual issue is the representation of the fractures. There are four approaches to modelling groundwater flow in fractured rocks (GOLDSWORTHY, JEFFERIES 1996):

- as an equivalent porous medium,
- as a stochastic continuum,
- as a dual-porosity system,
- as a discrete fracture network.

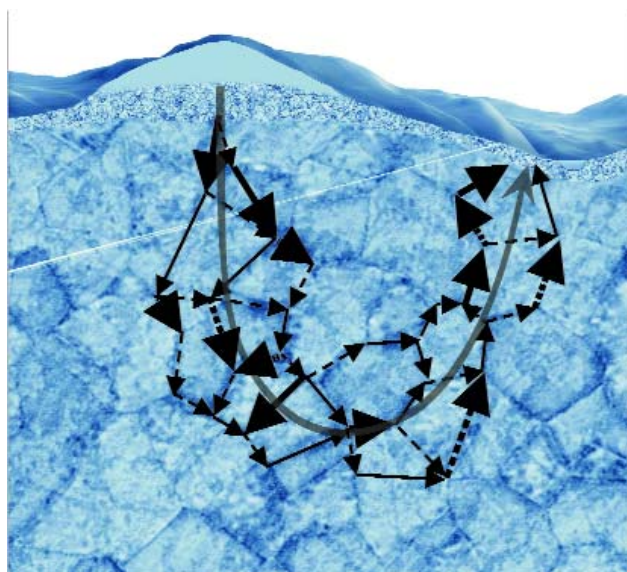


Figure 5. Fracture-dominated flow pattern
5. ábra. A repedésekre jellemző áramlási pályák

Although the output from an early stage top-down model can be expected to cover a wide range it should already indicate whether a disposal system as planned can be expected to satisfy the performance criteria. Further, the model can be used to investigate the significance of the various system components, and this information can be used in the planning of the subsequent investigation programmes.

The general procedure adopted in a probabilistic safety assessment is to describe the input parameters for the model with appropriate probability distributions, *i.e.* as stochastic variables. Each input distribution must fully represent the uncertainty in the specific parameter, in order to ensure that the real performance of the disposal system is included within the range of the output from the model. Some typical types of input distribution are shown in Figure 6.

When only the upper and lower limits of the values which a parameter may take can be defined, then use of a uniform distribution is appropriate. A triangular distribution could be used if there is justification for assuming a most likely value between those limits, and so on, depending on the information which is available. In the case of a key parameter for radionu-

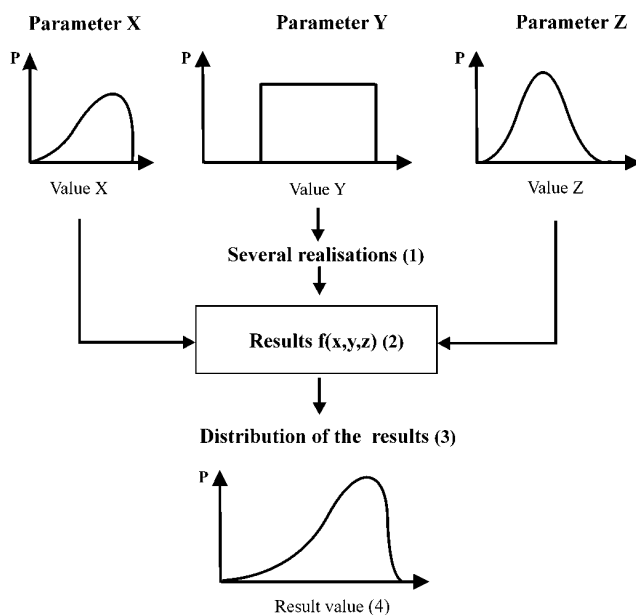


Figure 6. Monte Carlo simulation procedure
P = probability

6. ábra. Monte Carlo-szimuláció

Parameter = paraméter, Value = érték, P = valószínűség, 1 – számos realizáció, 2 – eredmény $f(x,y,z)$, 3 – eredmények eloszlása, 4 – eredmény értéke

clide transport in the ground water in the crystalline rock at Bataapati (Üveghuta), the transmissivity, there is now a substantial quantity of information derived from packer testing. A probability distribution of packer test results for the area investigated in Bataapati is shown in Figure 7.

It is clear that this could be reasonably described by a log normal distribution (BENEDEK et al. 2003). Within the investigated area regions have been identified in which the observed probability distributions of transmissivity differ. These differ-

ences will be used in the performance assessment of a repository located in each one of these three regions.

To carry out the probabilistic modelling Monte Carlo simulation is used to investigate the behaviour of the disposal system. In this process a large number of separate realisa-

It may be appropriate to consider the influence on this output uncertainty of the uncertainty in the significant input parameters. In a subsequent stage of investigation it may be possible to reduce the uncertainty in the value of a specific parameter even if the mean value is unchanged.

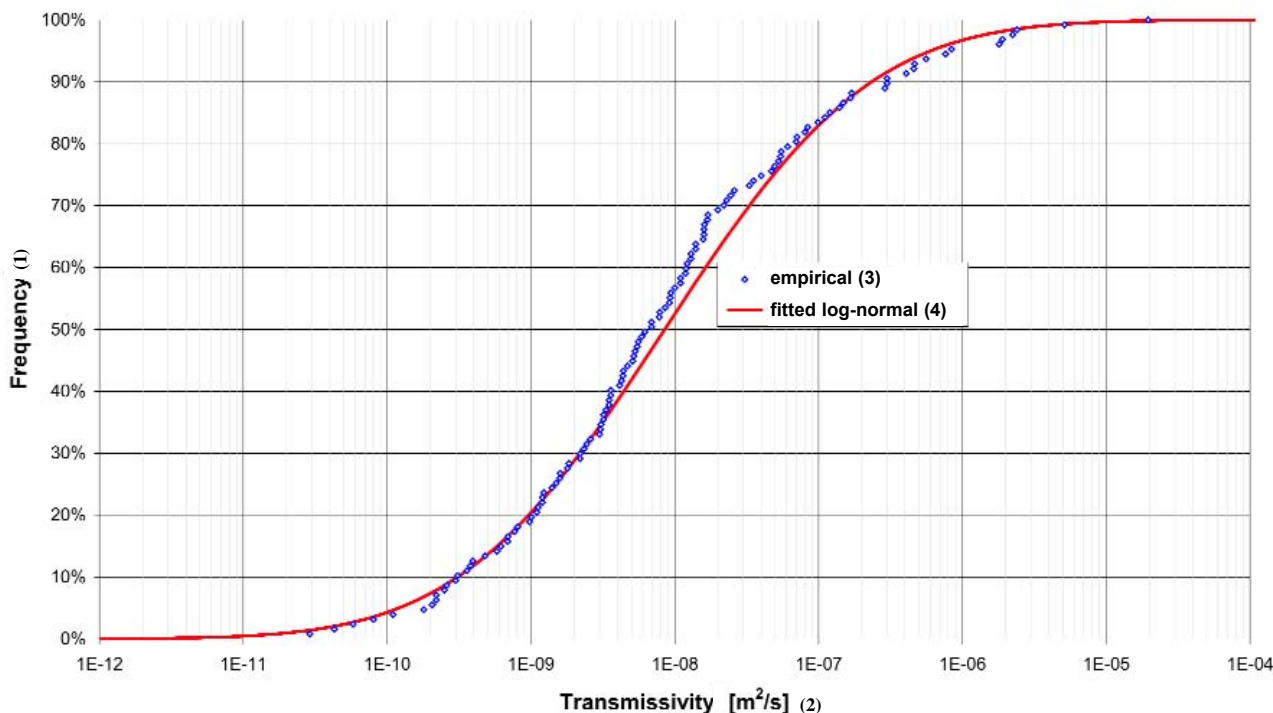


Figure 7. Distribution of packer test results from Bataapati

7. ábra. A bataanpáti pakkeres kútvizsgálatok eredményeinek eloszlása
 1 – gyakoriság, 2 – transzmisszivitás [m²/s], 3 – tapasztalati, 4 – log-normálra illesztve

tions are made of the modelled system and the results of all the realisations are then combined. For each realisation the actual values used for the parameters defined as stochastic variables are selected on a random basis from the input probability distributions. The output from each realisation then represents the system behaviour for that particular random selection of the inputs, and these outputs for a set of simulations can be combined in the form of the probability distribution of the system behaviour. This procedure is illustrated in Figure 6. Confidence limits can also be calculated for the probability distribution.

To carry out a sensitivity analysis for a particular parameter it is only necessary to collect the parameter input values, as selected for each realisation, and to compute a Spearman correlation coefficient between these and the corresponding set of model outputs. It can sometimes assist the analyst in developing his understanding of the system behaviour to plot the values of input parameter against model output for each realisation. A typical scatter plot resulting from this procedure is shown in Figure 8.

The uncertainty in the model output is expressed directly in the probability distribution of the results. This uncertainty can be important if the output includes both acceptable and unacceptable values, in the context of the appraisal criteria.

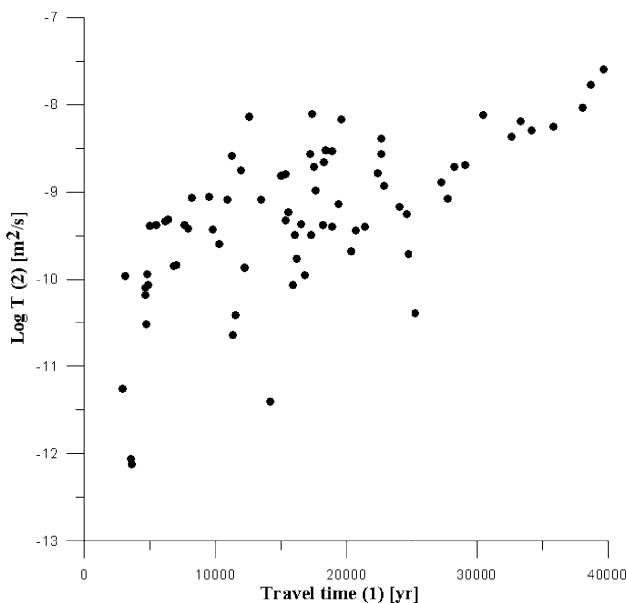


Figure 8. Scatter plot on the connection between transmissivity and travel time

8. ábra. Az elérési idő és a transzmisszivitás kapcsolata
 1 – elérési idő (év), 2 – transzmisszivitás (m²/s)

In comparison with alternative approaches for safety assessment the probabilistic approach has a number of advantages. These can be summarised as follows:

- A disposal system can be assessed in an integrated way, without separation into distinct scenario analyses.
- An analysis can be made at an early stage in the repository project, before many important parameters can be quantified on the basis of site or material specific investigations.
- Early stage analysis, and the identification of significant parameter sets, can be used to establish priorities for subsequent investigations.
- The uncertainty of the disposal system behaviour is indicated directly in terms of the probability distribution of the calculated outputs.

Fuzzy (possibilistic) safety assessment

Safety assessments for radioactive waste repositories were carried out so far by deterministic and probabilistic methods. (Deterministic safety assessments involve the use of fixed values of parameters in the calculation models. Typically, expected value (best estimate) and worst case results are presented. Sensitivity analyses are made using additional calculations with changes of specific parameters.) For theoretical reasons, the deterministic method is unable to quantify the uncertainty related to the safety assessment, while fuzzy set theory is suitable for the treatment of non-stochastic (subjective) uncertainties (ROBINSON, COOPER 1995; BÁRDOSSY, FODOR 2001a, b, 2004). Uncertainties appear first on the level of input data and they propagate all along the evaluation process. Traditional approaches apply crisp input data that is real numbers, as if these were the true values. On the contrary, an imprecise data (uncertain number) is a variable which may potentially assume any value within a possible range (because its exact value is not known). Even though there is uncertainty about the exact value, there are some values that are considered more possible (plausible) than others (Figure 9). This preference is used to quantify the imprecision with which data are known. Defining imprecise input parameters as fuzzy numbers, usual arithmetic operations can be extended to make calculations with such imprecise numbers.

Fuzzy numbers, defined as having an interval of confidence and levels of presumption, provide an effective means by which input parameters can be represented and interpreted. In general, a range of real numbers might be used to represent a parameter approximately, in the style of interval analysis. It is represented imprecisely by a range and a membership function defined on this range (normalised between zero and one) to describe the possibility of using particular values. In this way, parameters whose values are not known precisely can be presented, and the expert's experience and judgement can be incorporated into the evaluation.

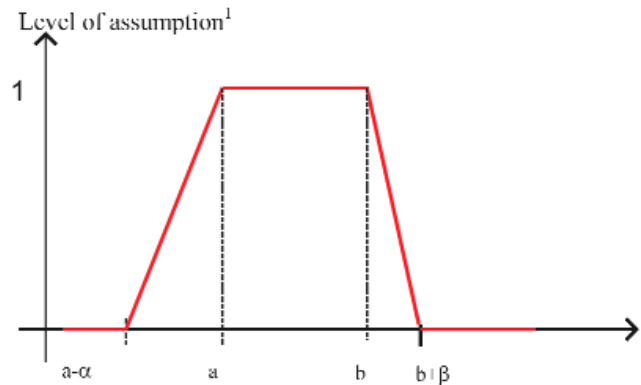


Figure 9. Membership function

9. ábra. Tagsági függvény
1 – a lehetőség foka

After calculating the result of an expression using fuzzy input as described above, the output variable will also be in the form of a membership function, with an output interval encompassing all possible output values and with a membership function ranging between zero and one.

As far as is known, the first such safety assessment was made by FODOR, BÁRDOSSY (2002) for the Püspökszilágy repository in Hungary. The results from this are in good agreement with another, recently finished probabilistic safety assessment of the repository. The payoff is the sound and mathematically correct quantification of the estimation uncertainties. A further advantage of the method is its simplicity and transparency. Another safety assessment of this type was carried out in 2003 for the potential repository site for low- and intermediate-level waste at Bataapáti (FODOR 2003). The method can be applied to any type of geological barrier and any type of waste.

Conclusions

In this paper the background to making a post-closure safety assessment of a repository for radioactive waste and the overall procedure used are presented, together with two specific approaches for carrying out the necessary modelling and calculations. These two approaches are the probabilistic method using Monte Carlo simulation and the so far less frequently employed fuzzy (possibilistic) method. Both these approaches consider directly the uncertainties inherent in many of the factors which can influence the long-term safety, and the assessment itself. The results from these approaches, and especially the sensitivity analyses, may be employed in identifying useful additional investigations and opportunities for optimising the design of the repository.

References — Irodalom

- ANDREWS, R. W., KIMMEIER, F., PERROCHET, P., KIRÁLY, L. 1985: Validation of hydrogeologic models to describe ground-water flow in the crystalline basement of northern Switzerland. — In: *Scientific Basis for Nuclear Waste Management IX, Symposium, Stockholm, Sweden*, pp. 107–114.
- BÁRDOSSY, GY., FODOR, J. 2001a: New possibilities for the evaluation of uncertainties in safety assessment of radioactive waste disposal. — *Acta Geologica Hungarica* 44 (4), pp. 363–380.
- BÁRDOSSY, GY., FODOR, J. 2001b: Traditional and new ways to handle uncertainty in geology. — *Natural Resource Researches* 10, pp. 179–187.
- BÁRDOSSY, GY., FODOR, J. 2004: Evaluation of Uncertainties and Risks in Geology. — *New Mathematical Approaches for their Handling*, Springer-Verlag, Berlin–Heidelberg–New York, 226 p.
- BENEDEK K., MOLNÁR P., MÉSZÁROS F. 2003: Vízöldtani modellezés. FracMan modell (in Hungarian: Hydrogeological modelling. FracMan model). — *Manuscript*, Bataatom Ltd., Budapest.
- FODOR, J., BÁRDOSSY, GY. 2002: Application of fuzzy methods in the safety analysis of the Püspökszilágy radioactive waste repository, Hungary. — *Proceedings of the 3rd International Symposium of Hungarian Researchers on Computational Intelligence, Budapest, November 14–15, 2002*, pp. 259–274.
- FODOR, J. 2003: Összegző biztonsági értékelés előkészítése. Fuzzy aritmetikára épülő mintaszámítás a tároló normál fejlődéstörténetére (in Hungarian: The preparation for integrated safety assessment. Application of fuzzy arithmetics for normal evolution scenario). — *Manuscript*, Bataatom Kft., Budapest.
- GOLDSWORTHY, M., JEFFERIES, M. 1996: Probabilistic performance assessment. Üveghuta LLW repository. — *Manuscript*, Golder Associates (Hungary) Ltd., Budapest.
- GONDI F., HALMÓCZKI SZ., DANKÓ GY., DURA GY., LIGETI ZS., SZABÓ I. 2004: *A mennyiségi kockázatfelmérés módszertana. Kármentesítési Útmutató 7.* (in Hungarian: The methodology of quantitative risk assessment. Remediation Guidelines no. 7). — Környezetvédelmi és Vízügyi Minisztérium, Budapest, 236 p.
- IAEA 1999a: Safety assessment for near surface disposal of Radioactive Waste. — *Safety Standard Series No. WS-G-1.1*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 31 p.
- IAEA 1999b: Near surface disposal of radioactive waste. — *Safety Standard Series, No. WS-R-1*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 29 p.
- IAEA 2001: Scenario generation and justification for the safety assessment of near surface radioactive waste disposal systems, working material. — *Division of Radiation and Waste Safety, Scenario Generation and Justification Working Group, ISAM/SGWG/WD01 Version 1.1*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 103 p.
- IAEA 2002: *Improvement of safety assessment methodologies for near surface disposal facilities. Volume II. Review and enhancement of safety assessment approaches and tools.* — Draft TEC-DOC, International Atomic Energy Agency, Vienna, 433 p.
- IAEA 2003a: *Radioactive waste management glossary. 2003 Edition* — International Atomic Energy Agency, Vienna, 54 p.
- IAEA 2003b: Scientific and technical basis for the geological disposal of radioactive wastes. — *IAEA Technical Report Series No. 413*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 80 p.
- OCD/NEA, 2000: *Features, events and processes (FEPs) for disposal of radioactive waste – an international database.* — OECD/NEA (Organisation for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency), Paris, France, 80 p.
- ROBINSON, P. C., COOPER, N. S. 1995: *Review on development of methodologies for the modelling with uncertainty and variability.* — Munvar (Modelling with Uncertainty and Variability) Project. European Commission Report EUR 16174 EN, European Commission, Luxembourg, pp. 255–259.

A Bábaapáti (Üveghutai)-telephely valószínűségi és fuzzy-módszerrel történő biztonsági értékelése

GOLDSWORTHY, MARTIN¹, DANKÓ GYULA², FODOR JÁNOS³

¹Golder Associates (Germany) GmbH., Vorbruch 3, D-29227 Celle, Germany

²Golder Associates (Magyarország) Kft., 1021, Budapest, Hívősvölgyi út 54.

³Szent István Egyetem, Állatorvos-tudományi Kar, 1078 Budapest, István u. 2.

Tárgyszavak: biztonság, Délkelet-Dunántúl, fuzzy módszerek, hulladék-elhelyezés, kockázatértékelés, Magyarország, matematikai módszerek, Mórággyi-rög, műszaki és földtani gátak, valószínűség

Összefoglalás

A paksi atomerőműből származó kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékot a Bábaapáti mellett kialakítandó tárolóba tervezik elhelyezni. A biztonsági értékelés célja, hogy ésszerű garanciát adjon arra vonatkozólag, hogy a hulladék-elhelyezési rendszer kielégíti-e azokat a jogszabályi előírásokat, amelyek az emberi egészség és a környezet védelmét szolgálják

A tárolórendszer leírása, valamint az annak időbeni alakulását befolyásoló jellemzők, hatások és folyamatok (angol elnevezéssel FEP-ek) értékelése a biztonsági értékelés részét képezi. Ezek alapján koncepció modelleket és olyan fejlődéstörténeti forgatókönyveket alkothatunk, amelyek leírják a tároló rendszer lehetséges állapotát, módosulását az idő függvényében.

A tároló biztonságos voltának értékeléséhez időben előre kell vetítenünk annak viselkedését. Ehhez a koncepcionális modellt és a fejlődéstörténeti forgatókönyveket a radioaktív izotópok tárolóból történő kijutását, transzportját és azok emberi felvételét leíró, matematikai formában kell kifejeznünk. Két olyan lehetőséget mutatunk be, amely képes a biztonsági értékeléshez kapcsolódó bizonytalanságok kezelésére, mint pl. a valószínűségi és a – nemzetközi viszonylatban is újdonságnak számító – fuzzy módszereket.

A biztonsági értékelés célja

A paksi atomerőműből származó kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékot a Bábaapáti mellett kialakítandó tárolóba tervezik elhelyezni. A radioaktív hulladékok elhelyezése a nemzetközi figyelem középpontjában van, hiszen ez a feladat különleges gondosságot igényel a tároló közelében élő lakosság és a környezet biztonsága érdekében. Magyarországon számos, a radioaktív hulladék elhelyezésével kapcsolatos jogszabály létezik, amelyek célja az ilyen típusú létesítmények biztonságának a garantálása.

A legmagasabb idevonatkozó jogszabály az 1996. évi CXVI. törvény az atomenergiáról. Az ipari, kereskedelmi és idegenforgalmi miniszter által kiadott 62/1997. (XI. 26.) számú rendelet határozza meg a radioaktív hulladékok megfelelő elzárására szolgáló létesítmény geológiai alkalmazási követelményeit. A legfrissebb jogszabály az Egészségügyi Szociális és Családügyi Minisztérium 47/2003. (VIII. 8.) számú rendelete, amely a radioaktív hulladékok

tárolását és végső elhelyezését szabályozza. Ez a rendelet határozza meg a radioaktív hulladék elhelyezéséből származó expozíció megengedhető maximális dózisértékét is. [Expozíció vagy kitettség: amikor az élő szervezet (ember, vagy az ökoszisztéma egyéb elemei vagy egésze) határfelülete (pl. bőrfelület, légutak, tápcsatorna) szennyező anyaggal kerül érintkezésbe és a szennyező anyag fel is szívódhat (GONDI et al. 2004).] Továbbá ebben a rendeletben rögzítették a biztonsági értékelés menetét és a biztonsági jelentés tartalmát is.

E hazai jogszabályok a nemzetközi [International Atomic Energy Agency (IAEA), International Commission on Radiological Protection (ICRP), Organisation for Economic Cooperation and Development, Nuclear Energy Agency (OECD NEA)] gyakorlatot és ajánlásokat követik. Az IAEA ajánlásában (IAEA 1999a) található a biztonsági értékelés definíciója.

A biztonsági értékelés egy iteratív jellegű eljárás, amelynek során értékeljük a hulladék-elhelyezési rendszer viselke-

dését, illetve annak az emberre és környezetre gyakorolt lehetséges hatásait (IAEA 2003a). Célja, hogy ésszerű garanciát adjon arra vonatkozólag, hogy az elhelyezési rendszer megfelelő mértékben biztonságos, és kielégíti azokat a jogszabályi előírásokat, amelyek az emberi egészség és a környezet védelmét szolgálják (IAEA 1999b).

A bátaapáti (üveghutai) tárolóra vonatkozó biztonsági értékelés céljai teljes mértékben megfelelnek a fentebb említett NAÜ-definícióknak. Az értékelés során a geológiai környezetben lévő tároló viselkedésére vonatkozó számításokat végezzük el, majd elemezzük a kapott eredményeket. Az értékelés fontos része annak a bemutatása, hogy a számítási eredmények a magyar jogszabályokban meghatározott határértékeket (pl. az effektív egyéni dózisra vonatkozóan) nem haladják meg. Az iteratív módon szerzett ismeretek (IAEA 2003b) bővülésével, a meghatározó jellemzők változtatásával az elhelyezési rendszer megfelelése is biztosítható, így a tároló viselkedésének kielégítő voltáról a következő szinten bizonyosodhatunk meg. A teljes elhelyezési rendszer érzékenységének és robusztusságának elemzése szintén a biztonsági értékelés céljai között szerepel (IAEA 2003b).

A biztonsági értékelés menete

A biztonsági értékelés menete esetről esetre változik valamilyen mértékben, az elhelyezési rendszer adott jellemzőinek, illetve a jogszabályok előírásainak függvényében. A biztonsági értékelés eredményeibe vetett bizalom növelése érdekében a számításokat átláthatóvá kell tenni, illetve az adatokat és feltételezéseket nyomon követhető módon kell alkalmazni.

A NAÜ (IAEA 1999b) szerint a biztonsági értékelés általában a következő közös jellemzőket tartalmazza:

- a rendszer viselkedésének becslése mindazon kiválasztott esetekre vonatkozóan, amelyek esetleg hatással vannak az emberi egészségre, illetve a környezetre;
- a rendszer jövőbeli becsült viselkedésére vonatkozó számítások megbízhatóságának értékelése;
- egy teljes körű, a biztonsági kívánalmaknak való megfelelésre vonatkozó értékelés.

Minden biztonsági értékelés hasonló tevékenységeket foglal magában, még ha a különböző programokban más-más terminológiát használnak is.

Az 1. ábrán összegeztük a Bátaapáti (Üveghutai)-telephelyre vonatkozó biztonsági értékelés menetét, amelyet az alábbiakban ismertettünk.

Értékelési környezet

A bátaapáti (üveghutai) tároló esetében az elsődleges értékelési környezetet a vonatkozó magyar jogszabályok adják, amelyeket az előző pontban röviden ismertettünk. További értékelési szempontokat, illetve biztonsági indikátorokat a nemzetközi gyakorlatnak és tapasztalatnak megfelelően származtatunk.

Az elhelyezési rendszer leírása

A rendszer viselkedésének megértése, majd értékelése csak a tároló és környezete fizikai jellemzőinek leírása alapján lehetséges. Ez a leírás kiterjed magára a hulladékra, a hulladék csomagolására, illetve a radioaktív izotópok kijutását gátló műszaki védelemre, vagyis a vasbeton konténerekre és más hasonló jellemzőkre. Továbbá itt írjuk le azokat a szállítási útvonalakat, amelyeken a bioszférát eléri a szennyező anyag, valamint magát a bioszférát, ahol az élő szervezetek elnyelik a kibocsátott izotópokhoz köthető radioaktív sugárzást.

FEP-ek és forgatókönyvek

Azokat az elemeket, amelyeket a tároló biztonsági értékelése során figyelembe kell venni, FEP-eknek (Features Events and Processes — jellemzők, események és folyamatok) nevezzük. Ezek azok az elemek, amelyek közvetve vagy közvetlenül hatással lehetnek a radioaktív izotópok tárolóból történő kijutására és vándorlására, illetve az ezt követő kitettségre, továbbá olyan egyéb tényezőkre, mint pl. a hatósági előírások vagy modellezési kérdések, amelyek korlátozzák vagy irányítják az értékelést (IAEA 2001). Ezen FEP-elemeket négy csoportba sorolhatjuk, úgymint értékelési környezet, elhelyezési rendszer, külső hatások és szennyező anyagok.

Léteznek nemzetközi szervezetek által összeállított FEP-listák, mint pl. az OECD/NEA (2000) listája. Ezek a listák azonban olyan elemeket is tartalmaznak, amelyeket bizonyos esetekben nyilvánvalóan kiszűrhetünk, mivel a helyszín vagy a tároló típusa miatt irrelevánsak.

A FEP-eket felhasználhatjuk az elhelyezési rendszer lehetséges fejlődésmódjainak figyelembevételére azokra a hosszú időszakokra vonatkozóan, amelyek alatt a radioaktív bomlás hatására a hulladék aktivitástartalma a biztonságos szint alá nem csökken.

A forgatókönyv (scenario) a körülmények, illetve események kiindulási vagy feltételezett halmaza. Forgatókönyveket általában elemzések vagy értékelések során alkalmazunk, hogy a jövőbeni lehetséges körülményeket vagy eseményeket modellezzük. Ilyenek pl. egy nukleáris létesítménynél bekövetkező balesetek, vagy a tároló és környezetének jövőbeli fejlődéstörténete (IAEA 2003a). Gyakran több olyan forgatókönyvet is fel lehet állítani, amelyek a radioaktív izotópok kibocsátásával járó fejlődéstörténetet írják le.

Koncepcionális és matematikai modellek

Az elhelyezési rendszer leírása és a FEP-ek, valamint fejlődéstörténeti forgatókönyvek alapján összeállíthatjuk az elhelyezési rendszert leíró modellt vagy modelleket. Az ilyen modellek tartalmazzák a műszaki gátaknak a radioaktív izotópok kijutásához vezető degradációját, valamint azokat a szállítási mechanizmusokat, amelyek a kibocsátott anyag—geológiai környezeten keresztül a bioszférába történő — migrációjának mértékét befolyásolják.

Ahhoz, hogy az elhelyezési rendszerre vonatkozó kvantitatív értékeléseket elvégezhesük, ezeket a modelleket matematikai összefüggések formájában kell kifejezni, és meg kell határozni az egyenletekben szereplő paraméterek értékeit.

Rendkívül fontos, hogy az alkalmazott modellek verifikáltak és validáltak legyenek. A verifikáció kifejezéssel írjuk le azt a képességet, hogy a numerikus modell mennyire közelíti meg a matematikai modellt (pl. összehasonlítjuk a matematikai modellt numerikus és analitikus megoldásait azért, hogy meggyőződjünk az egyenletek helyes numerikus megoldása felől). A validáció kifejezéssel adjuk meg azt a képességet, hogy a matematikai modell mennyire közelíti meg a fizikai rendszert (pl. a Darcy-törvény helyességét, vagyis hogy az helyesen írja-e le a víz szivárgását porózus vagy hasadékos közegben) és azt a képességet, hogy a koncepcionális modell mennyire képes visszaadni a megfigyelt állapotot (ANDREWS et al. 1985).

Elemzések és értékelések

A modellszámításokat követően a kapott eredményeket — amelyeket valamely hatásviselő élő szervezet által, az idő függvényében kapott dózisként fejezhetünk ki — elemezni és értékelni szükséges. Általában a végeredményeket a jogszabályban rögzített határértékekhez hasonlítjuk. Ezeket azonban elemezhetjük az érzékenységük, illetve bizonytalanságuk alapján is azért, hogy meghatározzuk a rendszer viselkedését nagyban befolyásoló jellemzőket. Ezen elemzések végső célja, hogy megadhatjuk, a rendszer mely része biztosítja elsősorban a radioaktív izotópok mozgásának korlátozását (vagyis ezzel az elhelyezési rendszer robusztusságát értékeljük). A kapott eredményeket mintegy útmutatóként használhatjuk, és az újabb iterációhoz biztosíthatunk alapadatokat azért, hogy a rendszer biztonságát növelhessük, vagy másképpen, hogy ezáltal optimalizálhassuk a tároló tervezését.

Mindenképpen szükséges az elemzési, illetve értékelési szakaszban bizonytalanság- és érzékenységvizsgálatot elvégezni. Ugyanis e tényezők felismerése és kezelése fontos részét képezi a forgatókönyvek felállításának, a koncepcionális modell összeállításának, valamint a paraméterértékek meghatározásának. Ugyanakkor a bizonytalanságok kezelésének a módja visszahathat a biztonsági értékelés megközelítésmódjára is (pl. determinisztikus, valószínűségi vagy fuzzy).

A modellezés elvi módszerei

Mélygeológiai tárolót modelleztünk. A mélygeológiai tároló a radioaktív izotópok bioszférától való, hosszú távú elszigetelését biztosító — geológiai formációban történő — felszín alatti (általában néhány száz méter vagy nagyobb mélységben) radioaktív hulladék-elhelyezést szolgáló létesítmény (IAEA 2003a). A mélygeológiai tárolók lezárását követő időszakra vonatkozó bármely biztonsági értékelés hasonló vonásokkal bír. Ez részben következik egy korszerű,

mérnöki gáttal elszigetelt hulladékot tartalmazó tároló általános fizikai jellemzőiből, másrészt az ezt a tárolót befogadó azon kőzettest tulajdonságaiból, amelyeken keresztül a radioaktív izotópoknak a hatásviselő környezetéig történő migrációja megvalósul. Ezt a három zónát gyakran közeli környezetnek, távoli környezetnek vagy geoszférának, valamint bioszférának nevezzük (2. ábra).

A mélygeológiai tároló koncepciója szerint az alapvető cél az, hogy radioaktív dózis csak a tárolóból (azaz a közeli környezetből) való kikerülés és a geoszférán keresztül történő migráció után jelentkezhesen a hatásviselőnél (a bioszférában). Természetesen a közvetlen kitettséget jelentő emberi behatolást is figyelembe kell venni, de a mélygeológiai elhelyezés kiválasztásának egyik legfontosabb indoka pontosan az, hogy csökkentsük az ilyenfajta forgatókönyvek bekövetkezési valószínűségét.

Meg kell azonban jegyeznünk, hogy a modellben lévő egyes zónák között nincs egyértelműen rögzített határfelület. Például a közeli környezetbe tartozónak érthetjük a mérnöki elemeket (műszaki gátak) és a befogadó kőzet egy részét, különösen az ún. EDZ-t (Excavation Disturbed Zone — a vágathajtás által megzavart zóna), vagyis a kőzetnek azon részét, amelyre a tároló építése során jelentkező folyamatok hatással voltak. Mindazonáltal igen hasznos ezeket a zónákat megkülönböztetni, különösen azon folyamatok sorozatánál, amelyek a hatásviselőt érő dózist okozzák. Az egyes zónákat olyan koncentrikus körökkel szemléltethetjük, ahol a radioaktív izotópok migrációja a rendszer belsejéből kifelé irányul (3. ábra).

Kiemelendő tényező, amely a modell minden zónájában igen fontos szerepet tölt be, az idő. A relatíve hosszú (több százezer vagy millió éves) modellezési időtartam elsősorban a radioaktív izotópok bomlása és a leányelemek keletkezése miatt szükséges. (Pl. a ^{36}Cl felezési ideje 301 000 év, így a hulladékban mérhető kis aktivitáskoncentráció ellenére is figyelembe kell venni a modellezés során.) Azért, hogy a kített környezet megvédését hosszú időtartam alatt is biztosíthassuk, a rendszert úgy kell terveznünk, hogy azokat a folyamatosorozatokat, amelyek radioaktív dózist okoznak, késleltessük és/vagy megakadályozzuk. Meg kell azonban jegyeznünk, hogy míg néhány jellemző folyamat megjelenése és mértéke a műszaki kialakítással (pl. korróziómentes csomagolással) befolyásolható, addig a természeti folyamatokat és eseményeket (pl. az eróziót) általában nem tudjuk megváltoztatni, ám az értékelésnél figyelembe kell vennünk. A fentiekből következően bármely értékelés elsődleges eredményét az idő függvényében fejezzük ki, mint pl. a lezárást követő időszakra vonatkozó, előre jelezhető radioaktív dózist.

Minden esetben figyelembe kell venni azokat a közeli környezetben végbemenő folyamatokat és eseményeket, amelyek kapcsolatosak a radioaktív izotópok feltáródásával, illetve olyan formában történő kibocsátásával, amelyben a szennyező anyag képes a tárolótól tovaterjedni. Ebből következően a közeli környezet néhány fontos jellemzőjét gyakran a hulladékcsomag várható élettartamával fejezzük ki. Ez, valamint még számos egyéb folyamat a tárolóban uralkodó geokémiai viszonyok függvénye.

A befogadó kőzet és az egyéb geológiai képződmények várhatóan háromféleképpen játszanak szerepet a tároló biztonságában:

— a hulladékot fizikailag elszigetelik a felszíni és felszín közeli környezettől, valamint a tároló közeli környezetében jelentkező romboló hatású külső eseményektől;

— olyan geokémiai, hidrogeológiai és geomechanikai környezetet biztosítanak és tartanak fenn, amely kedvező körülményeket teremt a műszaki gátak megóvása és azok tervezett viselkedése szempontjából;

— természetes gátként egyrészt akadályozzák a víz hozzáférést a hulladékhoz, másrészt korlátozzák a kibocsátott radioaktív izotópok terjedését.

Az első két pontot az értékelés közeli környezetre vonatkozó részében vesszük figyelembe, míg az utolsó pont a geoszféra-modellrészben játszik szerepet. A geoszféra minden biztonsági értékelésben az elérési időre gyakorolt hatásával fejezzük ki (az elérési idő az az időtartam, amely ahhoz szükséges, hogy a kikerülő radioaktív izotóp a tárolóból a bioszférába érjen).

A legtöbb értékelési modell utolsó részében (a bioszférában) a radioaktív izotópoknak az emberre vagy más élő szervezetre ható környezetben lévő koncentrációját számítjuk. Ez egyértelműen a geoszféra-ból a bioszférába kerülés mértékétől függ, de más egyéb tényezőket is figyelembe kell venni, úgymint a hígulást, amely a szennyezőanyaggal nem érintett közeggel való keveredésből (pl. a talajvíz és a mélyből feláramló, szennyezett víz keveredéséből) származik. A legtöbb értékelés esetében további számítás szükséges a radioaktív izotópok környezeti koncentrációjának egy meghatározott típusú hatásviselőre vonatkozó dózissá történő átalakításához. Ez a lépés persze mindig szükséges, ha az értékelési célértéket a jogszabály maximálisan megengedhető dózisban rögzíti. A radioaktív izotópok koncentrációjának dózissá történő átalakítása mindig a figyelembe veendő hatásviselő életmódjától és különösen annak táplálkozási (vízfogyasztási) szokásaitól függ.

Modellezési lehetőségek

A bátaapáti (üveghutai) hulladéktároló biztonsági értékeléséhez több lehetséges megközelítést használhatunk fel egymással párhuzamosan, de egyeztetett alapadatok alapján. Két olyan lehetőséget mutatunk be, amely képes a biztonsági értékeléshez kapcsolódó bizonytalanságok kezelésére.

Valószínűségi biztonsági értékelés

Az elhelyezési rendszer biztonsági értékelésének egyik különösen bonyolult aspektusa a rendszer komplexitásának és a tároló hosszú távú viselkedését befolyásoló FEP-ekhez kapcsolódó bizonytalanságnak a kombinációjából származik. E bizonytalanságok forrásai, ahogyan azt BÁRDOSSY és FODOR (2004) megállapítja:

— a természetes változékonyság,

— az emberi tényezők, úgymint a hibák és a nem teljes ismeretesség.

Hangsúlyoznunk kell, hogy mind a két forrásból származó hiba általában jelen van, és nem csak bizonyos folyamatok modellezéséhez felhasznált paraméterek értékeihez kapcsolódóan. Gyakran az is bizonytalan, hogy azok a bizonyos folyamatok egyáltalán lejátszódnak-e.

Az elhelyezési rendszer, sőt még a viselkedését szimuláló modell is, gyakran igen összetett. Ez teszi nehezzé annak a meghatározását, hogy egy bizonyos paraméternek mekkora hatása is lesz, illetve bizonyos esetekben milyen lesz az adott hatás valószínű iránya. Pl. több csapadék hatására megnöhet a hulladéktárolón keresztüláramló víz mennyisége, megnövelve ezzel a radioaktív izotópok szállítását, de ugyanez a csapadékmennyiség-növekedés esetleg egy, ezt a folyamatot túlkompenzáló hígulást eredményez a bioszférában. Ezért az olyan valószínűségi modellezés, amely a paraméterértékek lehetséges intervallumát magában foglalja, nagyobb eséllyel írja le jól a rendszer viselkedésének teljes tartományát.

Hasonló a helyzet a rendszer viselkedése szempontjából esetleg fontos események és folyamatok bekövetkezésének bizonytalanságával. Némely esetekben olyan forgatókönyveket állíthatunk fel, amelyek a tároló viselkedését úgy írják le, hogy feltételezik bizonyos esemény (pl. a fent említett klímaváltozás) bekövetkezését. Az ilyen elkülönülő forgatókönyvmodellek azonban nem képesek az elhelyezési rendszer viselkedési tartományát teljes mértékben lefedni. A valószínűségi modellezés során a forgatókönyvben meghatározott esemény vagy események bekövetkezéséhez kapcsolódó különböző paramétereket, valamint az esemény hatásainak leírását modellbe foglalhatjuk, és ezáltal a modellel automatikusan a rendszer viselkedésének integrált leírását adhatjuk.

A valószínűségi megközelítés használatának egy másik előnye, hogy lehetővé teszi a biztonsági értékelés alkalmazását a projekt korai szakaszában, már akkor is, amikor sok paramétert még csak vizsgálunk, és ennek megfelelően azok értéke rendkívül bizonytalan. A paraméterek együttesének értékelésére és ezek felhasználására támaszkodik az ún. felülről lefelé (top-down) építkező modellezési folyamat. Ez a megközelítés ellentétes az egyes folyamatokra vonatkozó részletes számításokat igénylő módszerrel. A felülről lefelé építkező megközelítés során azt tételezzük fel, hogy a modellezés szakaszosan történik, aminek során a fontosnak ítélt paramétereket egyre részletesebben vizsgáljuk, a vonatkozó adatok elérhetővé válásának megfelelően. A felülről lefelé építkező megközelítés alkalmazására az alábbiakban egy példát mutatunk be a geoszféra vonatkozóan.

A 2. ábrán több lehetséges árampálya létezik a kibocsátott radioaktív izotópok bioszféra felé történő transzportja számára. Ezek közül néhány a kialakítandó tároló elemeitől függ, amilyen pl. a megközelítő vágat, amely a tároló kutatási programjának kezdeti szakaszában még nem is létezik. Más pályák a közettömeg tulajdonságaitól és e tulajdonságok heterogenitásától függenek. Ezek a jellemzők — főleg a kezdeti időszakban — kevésbé ismertek. A modellezés e fázisában elfogadható kiindulási pont lehet bármilyen

meglévő, a területre vonatkozó vízföldtani információ, valamint más, hasonló projektekből és a szakirodalomból származtatott lehetséges paraméterintervallumok (pl. az ezek alapján meghatározott hozamok és elérési idők). Bábaapáti esetében a — projekt kezdeti szakaszában elvégzett — porózus és regionális léptékű áramlási modell adta a lehetséges áramlási rendszerre vonatkozó elképzelések alapját.

A felülről lefelé építkező modellezés várhatóan meg fogja mutatni, hogy a geoszférának az eredményekre gyakorolt hatása jelentős-e akár a kibocsátott radioaktív izotópok különböző árapályák közötti megoszlását, akár pedig a különböző árapályatípusokra eső elérési időt illetően. A bábaapáti kristályos befogadó kőzetre egy jellemző repedéshalmaz-realizációt mutatunk be a 4. ábrán. Ismert, hogy a repedések tulajdonságai (pl. gyakoriságuk, apertúrájuk, hidraulikai kapcsolatuk stb.) jelentősen befolyásolják a radioaktív izotópok különböző áramlási pályák mentén lejátszódó szállítását és az egyes repedésekben tapasztalható áramlási sebességet (5. ábra).

A hidrogeológiai modellezés következő szakaszában, a felülről lefelé építkező folyamatnak megfelelően, először egy egyszerűsített repedéses modell megvalósítása válhat szükségessé, amely a repedések megfigyelt transzmisszivitás-eloszlását használja fel. Részletesebb szinten a biztonsági értékeléshez kapcsolódó modellezés már egy egymást harántoló repedések rendszerében számított áramláson alapulhat. Ebben az esetben a szimulált geometriát és egyéb tulajdonságok halmazát leginkább a terepen, kútvizsgálatokkal meghatározott hidraulikai kapcsolatok befolyásolják. A repedések igen tág mérettartományban fordulhatnak elő, a milliméternél kisebb mikrorepedéstől egészen a kilométeres nagyságot elérő vetőkig. A geoszféra esetében a legfontosabb elméleti kérdés a repedések kezelése. A repedéses kőzetekben lejátszódó felszín alatti vizek áramlásának modellezésére négy megközelítés ismert (GOLDSWORTHY, JEFFERIES 1996):

- ekvivalens porózus közzeggel,
- sztochasztikus kontinuummal,
- kettős porozitású rendszerrel,
- egyedi repedések rendszerével (discrete fracture network — DFN).

A felülről lefelé épülő modellezés korai szakaszában kapott végeredmények várhatóan széles intervallumot fednek majd le. Azonban már ezektől az eredményektől is elvárhatjuk, hogy megmutassák, vajon az adott elhelyezési rendszer — az elképzeléseknek megfelelően — kielégíti-e a viselkedéssel szemben támasztott követelményeket, vagy sem. Továbbá a modell felhasználható a különböző rendszer-elemek jelentőségének, fontosságának vizsgálatára (érzékenység-vizsgálat).

A valószínűségi biztonsági értékelés általános eljárása, hogy a modell bemenő paramétereit megfelelő valószínűségi eloszlással írjuk le. Minden bemenő paraméter eloszlása teljes mértékben kell, hogy reprezentálja az adott változó bizonytalanságát annak érdekében, hogy a modell eredményének intervalluma biztosan lefedje az elhelyezési rendszer lehetséges működési tartományát.

A valószínűségi modellezéshez Monte Carlo-szimulációt használunk, amelynek segítségével az elhelyezési rendszer viselkedését vizsgáljuk. Ez a folyamat a modellezett rendszer nagy mennyiségű, egymástól független realizációjának számítását, majd az egyes realizációk eredményeinek az összegzését jelenti. Minden realizáció során a valószínűségi változókként definiált paraméterek tényleges értékeit véletlenszerűen választjuk ki a megadott eloszlásból. Minden egyes realizáció eredménye a rendszer egy-egy — véletlenszerűen kiválasztott bemenő adathalmaz alapján előálló — lehetséges eseménytörténetét mutatja meg. Egy sorozat lefuttatott szimuláció esetében ezeket az eredményeket összegezni lehet. Az összegzett eredmény a rendszer viselkedésére jellemző valószínűségi eloszlást ad. Ezt a folyamatot mutatja be a 6. ábra. A végeredményként előálló valószínűségi eloszlásra szintén számíthatók konfidenciahatárok.

Abban az esetben, amikor a paraméter által felvehető értékeknek csak a felső és az alsó határát lehet meghatározni, az egyenes eloszlás használata a megfelelő. Háromszög-eloszlást alkalmazhatunk abban az esetben, amikor egy legvalószínűbb érték — a rendelkezésre álló információtól függően — igazolhatóan létezik az előbb említett határok között. A Bábaapátiánál található kristályos kőzetek repedésvizeire vonatkozó izotóptranszport egyik legfontosabb paraméterére, a transzmisszivitásra — a pakkeres kútvizsgálatoknak köszönhetően — jelentős mennyiségű információ áll rendelkezésünkre. Ezen vizsgálatok eredményeinek valószínűségi eloszlását a 7. ábra mutatja.

Egyértelmű, hogy ezt lognormális eloszlásként lehet leírni (BENEDEK et al. 2003). A megkutató területen belül térrészeket sikerült beazonosítani, melyekben a transzmisszivitás megfigyelt valószínűségi eloszlása eltérő volt. Ezeket a különbségeket a tároló biztonsági értékelésében úgy használjuk fel, hogy mindhárom területre külön-külön transzmisszivitás-eloszlásokat alkalmazunk.

Monte Carlo-szimuláció esetében érzékenység-vizsgálatot úgy végzünk, hogy egy bizonyos paraméterre vonatkozóan — minden egyes realizációra kiválasztva — összegyűjtjük a vizsgálandó paraméterek bemenő értékeit, és ezek, valamint a hozzájuk tartozó modelleredmények között kiszámoljuk az ún. Spearmann-korrelációt. A rendszer viselkedésének jobb megértésében gyakran segíti az értékelőt, ha az egyes realizációk esetében megjelenő bemenő paraméter-értékeket és a hozzájuk tartozó modelleredményeket grafikusán ábrázolja. Egy így kapott jellegzetes pontdiagramot mutat a 8. ábra.

A modell bizonytalanságát az eredmények valószínűségi eloszlása közvetlenül mutatja. Ez a bizonytalanság abban az esetben fontos, amikor az eredmények egyaránt tartalmaznak az értékelési kritérium szerint elfogadható és elfogadhatatlan értékeket. Ebben az esetben akkor járunk el helyesen, ha a jelentőséggel bíró bemenő paraméterek bizonytalanságának hatását az eredményértékek eloszlásának a tükrében vizsgáljuk. A vizsgálatok későbbi fázisában általában lehetőség nyílik bizonyos paraméterértékek bizonytalanságának a csökkentésére. Ez a bizonytalanság-csökkenés nem jelenti

feltétlenül az átlagértékek megváltoztatását, de az adott paraméterérték-tartomány leszűkülhet, ami a végeredmény bizonytalanságának csökkenésével járhat.

A biztonsági értékeléshez használt egyéb megközelítési módokkal összehasonlítva a valószínűségi alapú módszer számos előnnyel jár. Ezeket az előnyöket a következőképpen lehet összefoglalni:

— egy elhelyezési rendszert integrált módon lehet értékelni, elkülönített forgatókönyvek elemzése nélkül;

— már a kutatás korai szakaszában is lehet biztonsági elemzést végezni, akár a számos fontos paraméterérték meghatározására irányuló telephelykutatást megelőzően;

— maga a korai szakaszban folytatott elemzés — a jelentős befolyással bíró paraméter-együttesek meghatározásával — felhasználható a további kutatások prioritásainak a megállapítására;

— az elhelyezési rendszer viselkedésének bizonytalanságát a számított eredmények eloszlásával közvetlenül lehet jellemezni.

Fuzzy-módszerrel végzett biztonsági értékelés

A radioaktív hulladéktárolók biztonsági értékelését eddig gyakorlatilag csak determinisztikus és valószínűségi módszerekkel végezték. [A determinisztikus biztonsági értékelés rögzített paraméterértékeket használ a számításokhoz. Általában a várható értékekre (best estimate) és legrosszabb esetre (worst case) vonatkozó eredményeket lehet ezzel a módszerrel meghatározni. Determinisztikus számítások érzékenységvizsgálatát egyes kiválasztott paraméterek változtatásával lehet elvégezni, mely újabb számításokat igényel.] Elméleti megfontolásokból következően a determinisztikus módszer nem képes a biztonsági értékeléshez kapcsolódó bizonytalanság számszerűsítésére, míg a fuzzy-elmélet képes a nem-sztocasztikus (szubjektív) bizonytalanságok kezelésére is (ROBINSON, COOPER 1995; BÁRDOSSY, FODOR 2001a, b, 2004). A bizonytalanságok először a bemenő adatok szintjén jelennek meg, majd az értékelési folyamaton végigterjednek. A hagyományos megközelítés ún. kriszp-számokat (azaz konvencionális valós számokat) használ, mintha ezek lennének a tényleges értékek. Ezzel ellentétben egy pontatlan adat (bizonytalan szám) olyan változó, amely egy bizonyos intervallumon belül bármilyen értéket képes felvenni. Bár a tényleges értékét illetően bizonytalanok vagyunk, mégis vannak olyan értékek, amelyek inkább lehetségesek (hihetők), mint mások (9. ábra). Ezt preferálva, számszerűsíthetjük az adatok ismeretességének pontatlanságát. Ha a pontatlan bemenő adatokat mint fuzzy-számokat határozzuk meg, akkor a szokásos aritmetikai műveleteket kiterjeszt-

hetjük az ilyen pontatlan számokkal történő számításra is.

A konfidenciaintervallummal és feltételezési szintekkel meghatározott fuzzy-számok hatékony eszközt biztosíthatnak a bemenő paraméterek reprezentálására és értelmezésére. Egy-egy paraméter körülbelüli értékének meghatározására általában a valós számok bizonyos tartományát használhatjuk fel, intervallum-elemzésszerűen. Bizonyos értékek lehetőségének leírása céljából a pontatlanságot egy konkrét intervallummal és az erre a tartományra megadott (0 és 1 között normált) tagsági függvénnyel reprezentáljuk. Így azokat a paramétereket is megadhatjuk, amelyeknek az értékeit pontosan nem ismerjük. Ez a módszer alkalmas a szakértői tapasztalat és megítélés értékelésbe történő beépítésére is.

Miután a fent leírtaknak megfelelően, fuzzy-számokkal megadott bemenő értékekkel egy matematikai kifejezést kiszámoltunk, az eredményt is tagsági függvény formájában kapjuk meg. Ennek intervalluma magában foglalja az összes lehetséges eredményértéket, amelynek tagsági függvénye nulla és egy közé kell, hogy essék.

Az első ilyen módszerrel dolgozó biztonsági értékelés a püspökszilágyi tárolóra vonatkozóan készült el (FODOR, BÁRDOSSY 2002). Ennek eredményei jó egyezést mutattak az erre a tárolóra elvégzett valószínűségi biztonsági értékeléssel. A végeredmény a becslés bizonytalanságainak megbízható és matematikailag korrekt számszerűsítése. A módszer további előnye az egyszerűség és átláthatóság. 2003-ban Bábaapátnál a kis és közepes radioaktivitású hulladékok lehetséges tárolójára vonatkozóan egy másik fuzzy típusú biztonsági értékelés is készült (FODOR 2003). A módszer jól alkalmazható bármilyen földtani gát és bármilyen jellegű hulladék esetében.

Összefoglalás

Ebben a cikkben a radioaktív hulladék-tárolók lezárását követő fázisára vonatkozó biztonsági értékelésnek a háttérét és az értékelési folyamatot mutattuk be, a modellezéshez és számításokhoz szükséges két módszerrel együtt. E két megközelítés közül az egyik a Monte Carlo-szimuláció felhasználásával történő valószínűségi alapú, míg a másik az eddig jóval kisebb mértékben alkalmazott fuzzy-módszer. Mindkét megközelítés közvetlenül veszi figyelembe a hosszú távú biztonság szempontjából fontos paraméterek nagy részében megjelenő bizonytalanságot és magának az értékelésnek a bizonytalanságát is. Az ezekkel a módszerekkel számított eredményeket — legfőképpen az érzékenység-vizsgálat eredményeit — fel lehet használni a további vizsgálatok és a tervezési lehetőségek meghatározására, vagyis azok optimalizálására.