

L'OPTIMISATION DU CONTROLE DE L'ENVIRONNEMENT EN CAS DE REJETS ACCIDENTELS DANS L'ATMOSPHERE

P. GOVAERTS, G. FIEUW, B. VANDERBORGHT
Centre d'étude de l'énergie nucléaire (CEN/SCK),
Mol. Belgique

Abstract-Résumé

OPTIMIZATION OF ENVIRONMENTAL MONITORING IN THE EVENT OF ACCIDENTAL RELEASES INTO THE ATMOSPHERE.

The protection measures to be undertaken in the event of a significant release from a nuclear installation are based on information derived from measurements obtained both at the release point and in the environment, and from forecasts based on a mathematical model of dispersion. Source-term evaluation is likely to be incomplete, and the results obtained from surveillance of the site will arrive only after a time has elapsed which may be considered unacceptable. Mathematical models have the advantage of providing dose estimates for a large area with minimal delay. Model forecasts, however, are not always reliable enough to justify actions whose socio-economic costs are considerable. A method is proposed to increase the degree of confidence in calculated values by means of progressive optimization of certain model parameters through incorporation of the first environmental observations. The nature of the differences between the forecasts and the measurements can be examined by means of tracer tests, as was recently done at the Nuclear Energy Research Centre at Mol (Belgium).

L'OPTIMISATION DU CONTROLE DE L'ENVIRONNEMENT EN CAS DE REJETS ACCIDENTELS DANS L'ATMOSPHERE.

Les actions de protection en cas d'un rejet important par une installation nucléaire sont basées sur des informations déduites de mesures obtenues tant au point de rejet que dans l'environnement et de prévisions à partir d'un modèle mathématique de la dispersion. L'estimation du terme-source risque d'être incomplète tandis que les résultats de la surveillance du site n'arriveront qu'après un délai qui pourrait être jugé inacceptable. Les modèles mathématiques ont l'avantage de fournir des estimations de dose pour une surface étendue avec un délai minimal. Les prévisions au moyen de modèles ne sont toutefois pas toujours assez fiables pour justifier des actions dont le coût socio-économique est considérable. Nous proposons une méthode pour augmenter le degré de confiance dans les valeurs calculées par optimisation progressive de certains paramètres du modèle en y incorporant les premières observations faites dans l'environnement. La nature des différences entre les prévisions et les mesures peut être examinée par des essais à traceur, comme on l'a fait récemment au Centre d'étude de l'énergie nucléaire de Mol (Belgique).

1. DISPONIBILITE DES INFORMATIONS

Les actions de protection à prendre en cas d'un accident nucléaire grave peuvent avoir des répercussions importantes tant sur le plan social qu'économique. L'information concernant la situation radiologique dont disposent les décideurs restera toutefois limitée et incomplète pendant la première phase qui suit les rejets. Les trois sources principales de l'information sont :

- l'analyse des circonstances accidentelles ainsi que les résultats de mesures au point de rejet, ces informations doivent permettre d'évaluer et de caractériser progressivement le terme source;
- la prévision de la dispersion et du transport des contaminants éventuels dans l'atmosphère; elle est obtenue à partir d'observations météorologiques en temps réel soit à partir de données météorologiques déjà disponibles et d'application aux conditions du rejet;
- les mesures effectuées dans l'environnement.

Le tableau I donne un aperçu schématique de cette information telle qu'elle est disponible et évolue au cours du temps; le tableau reprend également des actions qui permettent de préciser ou d'augmenter les degrés de confiance des éléments d'appréciation. Il y a lieu de noter que, même en absence de toute situation accidentelle, des informations utiles peuvent être obtenues en continu à partir de ces trois sources d'information.

Lorsqu'un accident pouvant donner lieu à des rejets atmosphériques importants, se produit il sera impératif de disposer rapidement d'éléments qui se rapportent directement à la situation. Ces informations indispensables doivent être identifiées a priori et obtenues rapidement suivant des procédures préétablies. Les procédures ou paramètres utilisés en routine, pour évaluer les conséquences de rejets, ne sont pas toujours d'application ou extrapolables à des conditions accidentelles. C'est ainsi que les facteurs de calibration utilisés pour l'interprétation des instruments de mesure nécessiteront une réévaluation ou validation. Les modèles de dispersion atmosphérique contiennent également des paramètres, p.ex. la vitesse de dépôt, dont les valeurs sont définies par des situations particulières. Le choix et l'identification des paramètres à utiliser dans l'évaluation de la situation radiologique découlera de la comparaison des résultats de calculs de prévision avec des mesures effectuées dans l'environnement.

2. APPLICATION DE MODELES MATHEMATIQUES

Il est indéniable qu'une mesure directe in situ ou l'analyse d'échantillons en laboratoire donneront des informations plus sûres et concrètes concernant la situation radiologique en un point donné que des résultats obtenus à partir d'un calcul se basant sur un modèle de dispersion.

L'intérêt de tels calculs se situe toutefois sur trois plans :

- ils constituent un outil précieux dans le cadre de la prévision, ils fournissent aux décideurs des informations utiles dans la période qui précède tout rejet effectif dans l'atmosphère;
- ils permettent, grâce à l'emploi de données météorologiques "on-line", d'évaluer très rapidement les conséquences d'un rejet en cours;
- ils donnent rapidement un aperçu de la situation radiologique sur une très grande surface.

Les mesures effectuées dans l'environnement ne couvriront par contre que des surfaces limitées, les résultats ne seront disponibles qu'après un temps qui ne sera pas toujours compatible avec les délais disponibles pour prendre les actions de protection efficaces. Les calculs et les mesures seront donc des éléments complémentaires, dont l'importance respective évoluera dans le temps. Le transfert progressif d'une évaluation basée sur des calculs vers une évaluation à partir de mesures va toutefois poser les problèmes suivants :

- l'information obtenue à partir d'un calcul basé sur des hypothèses est-elle assez fiable pour prendre des décisions dont la portée socio-économique peut être très importante ?
- quelle sera la voie à suivre au cas où les premières mesures, forcément sommaires, ne confirment pas les résultats des calculs ?

Il nous semble donc prudent de limiter l'impact de décisions basées uniquement sur le résultat de calculs, à moins que la gravité estimée de la situation par cette approche théorique justifie le risque d'une erreur d'appréciation à prendre.

TABLEAU I. INFORMATIONS ET ACTIONS

Installation nucléaire	Estimation de la dispersion atmosphérique	Mesures dans l'environnement
A-0 Etat de l'installation	<p>B-2 Base de paramètres météorologiques</p> <p>B-1 Concentrations au sol normalisées pour des conditions standards préélectionnées (T_m: 30 min - bi-gaussien)</p> <p>B-0 Paramètres météorologiques "on-line"</p>	<p>C-2 Surveillance périodique du "back-ground"</p> <p>C-1 Dosimétrie (TLD)</p> <p>C-0 Stations fixes de surveillance</p>
ACCIDENT	<p>B+1 Sélection des paramètres d'entrée du modèle (CAERS)</p> <p>B+2 Exploitation de modèles "on-line"</p>	
REJET		
A+2 Echantillonnage et analyses (lab)		C+1 Surveillance aux points d'exposition maximum (voir B-0 ou B+2)
A+3 Calibration de l'instrumentation au point de rejet		C+2 Surveillance de grandes surfaces, distribution spatiale (B+2)
		C+3 Placement de dosimètres TLD complémentaires
		C+4 Analyses en laboratoire (sol, végétation, ...)

3. OPTIMISATION DES PARAMETRES

Au cas où l'on constate des divergences importantes entre les mesures et les calculs, l'on peut pour lever l'indétermination, soit attendre des résultats de mesures complémentaires soit revoir les bases du calcul compte tenu des déviations constatées. Le degré de confiance dans le modèle peut augmenter significativement au cas où les différences initialement constatées peuvent être éliminées par un meilleur choix des paramètres à introduire dans le modèle. Le problème posé est donc d'évaluer la situation radiologique avec un degré de confiance raisonnable à partir d'un nombre limité de mesures directes dans l'environnement. Cet objectif peut être atteint en adaptant le modèle en fonction de résultats de mesure disponibles. Le concept est réalisable pour autant qu'il soit tenu compte de certaines contraintes propres au modèle utilisé, les mesures effectuées et la procédure d'optimisation suivie.

Le modèle de calcul doit pouvoir prévoir la situation réelle en chaque point pour des temps d'intégration courts. Il doit fournir l'exposition à un endroit donné dans des conditions bien spécifiques. Le problème à résoudre est donc de loin plus complexe que l'évaluation des conséquences de rejets en routine ou l'application d'un modèle à des études d'impacts de rejets potentiels où l'on se limite à évaluer la répartition statistique des doses. Compte tenu des conditions météorologiques et la nature topographique, des modèles plus complexes que ceux habituellement utilisés dans des études de sécurité deviendront nécessaires. Pour la région de Mol, avec une topographie simple non accidentée, le système CAERS (Computer Aided Emergency Response System) [1] utilisant un modèle tri-gaussien a été mis au point. Le système permet de suivre pour des temps d'intégration d'une minute les variations de la vitesse et direction des vents ainsi que les variations du terme-source. Les données météorologiques sont obtenues à partir d'un mât de 120 m. Alors que le modèle bi-gaussien intègre les concentrations sur un temps infini, le modèle tri-gaussien fournit les concentrations en fonction du temps. L'utilité de cette approche pour résoudre le problème en cas d'accident est évident; il s'agit en effet de comparer les résultats des calculs avec des mesures qui s'effectuent pendant des temps définis et limités.

La fig. 1 donne un exemple d'un terme-source variable ainsi que les conditions météorologiques correspondantes pour une période d'une heure. Les fig. 2 et 3 donnent respectivement les concentrations calculées au moyen d'un modèle bi-gaussien

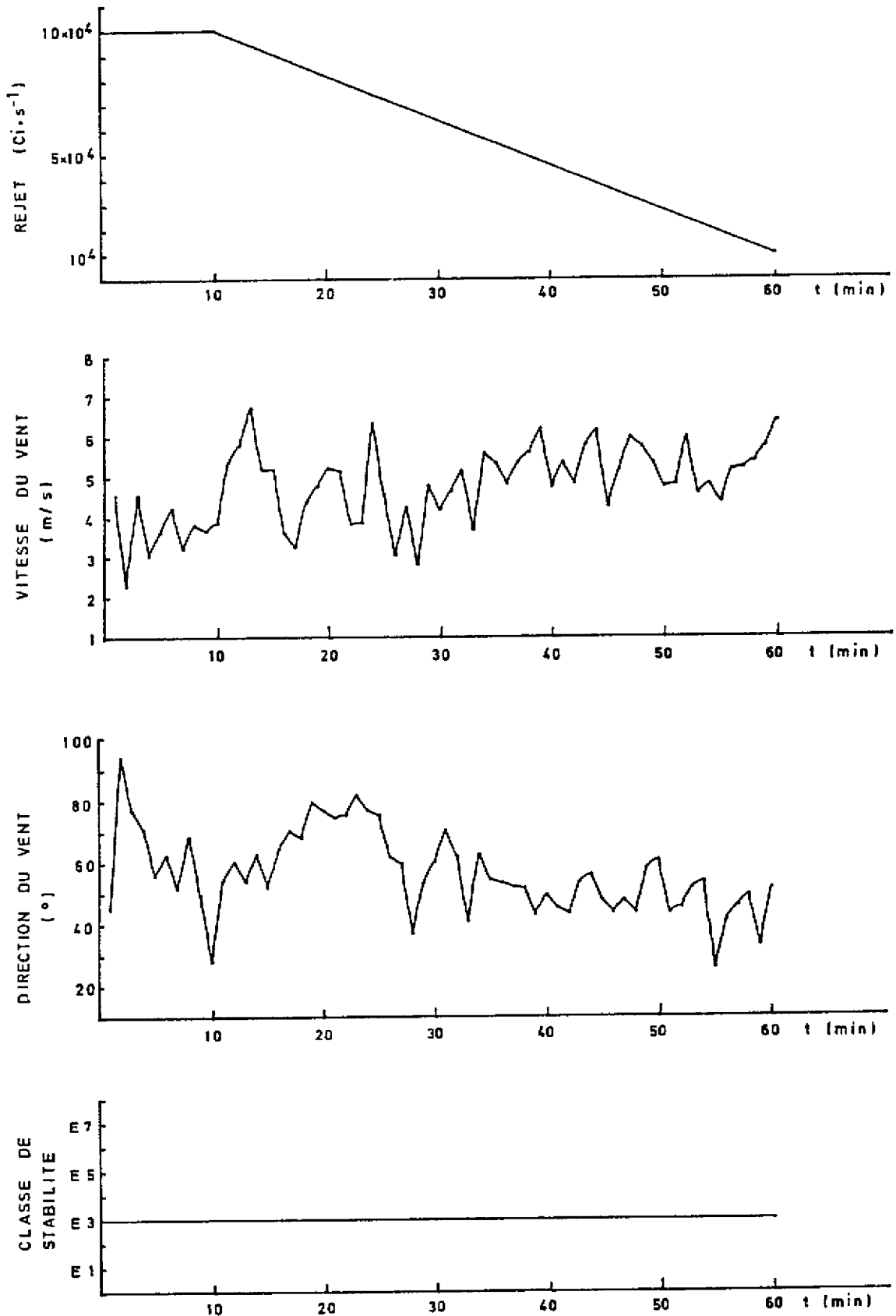


FIG. 1. Terme-source et données météorologiques.

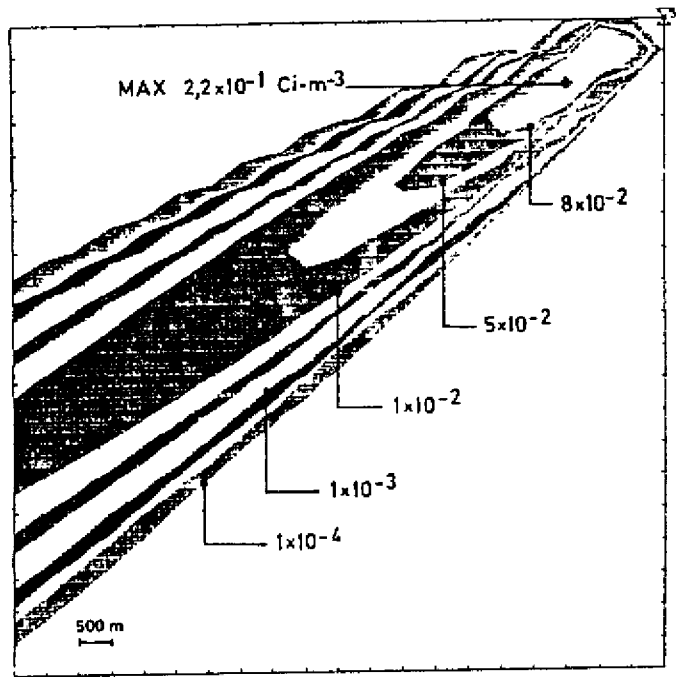


FIG. 2. Concentrations intégrées au niveau du sol ($t_m = 1$ h). Modèle bi-gaussien (source: fig. 1).

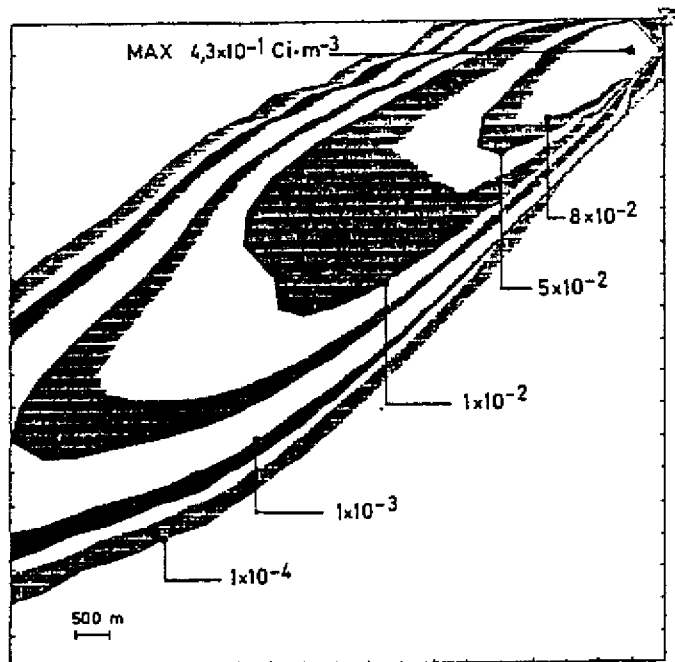


FIG. 3. Concentrations moyennes au niveau du sol pendant la première heure du rejet. Modèle tri-gaussien (source: fig. 1).

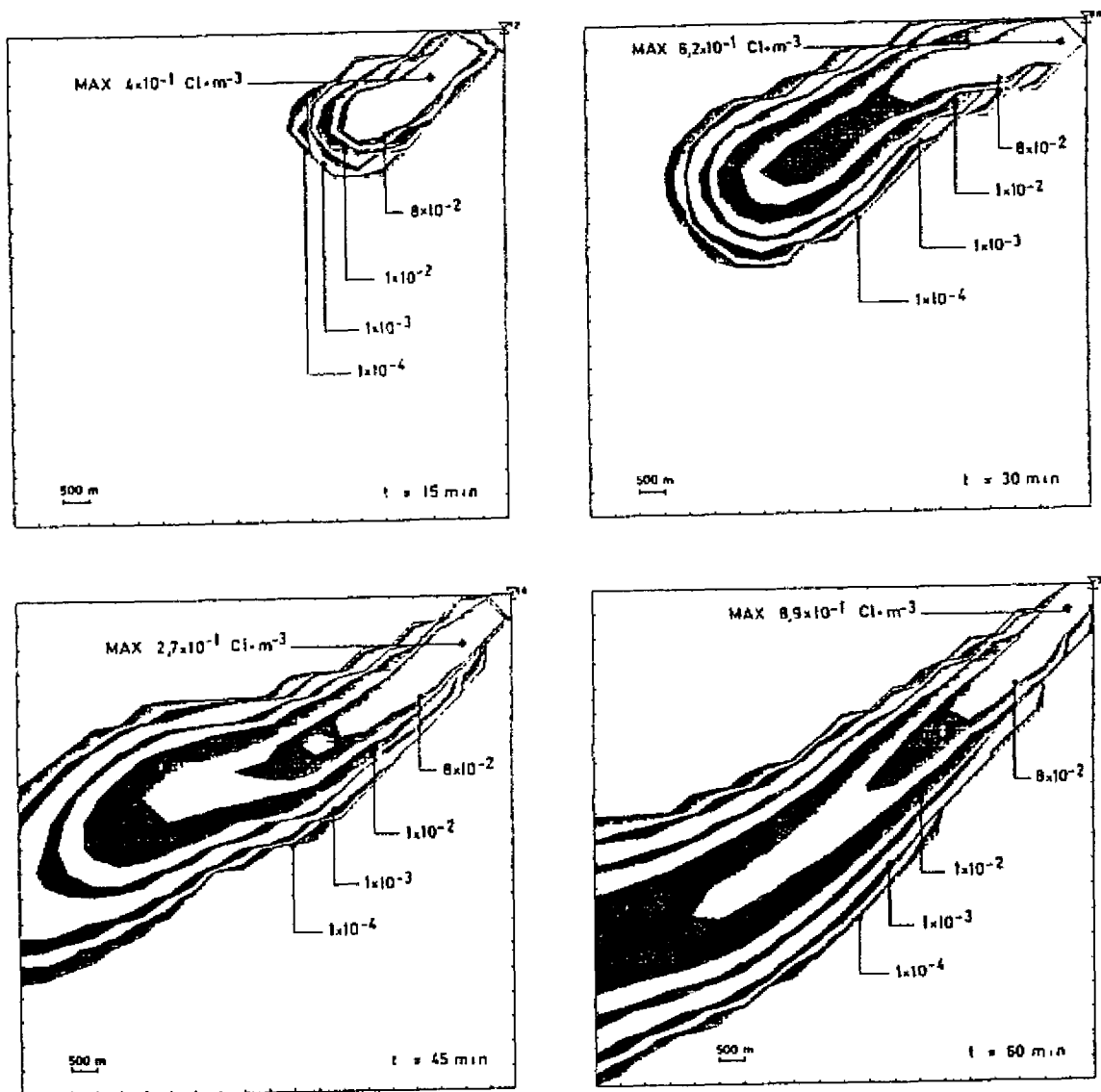


FIG. 4. Concentrations instantanées au niveau du sol 15, 30, 45 et 60 minutes après le début du rejet (source: fig. 1).

et moyennées sur une période d'une heure et celles obtenues au moyen d'un modèle tri-gaussien et moyennées sur la période de rejet d'une heure. La figure 4 donne l'évolution des concentrations instantanées en fonction du temps.

Le temps d'intégration choisi est un facteur très important. Les fluctuations avec une période plus courte que le temps d'intégration ne peuvent être identifiées par les résultats du calcul. Des temps d'intégration trop longs induisent des erreurs importantes au cas où le terme source varie sensiblement pendant cette période [2]. Le temps d'intégration limite également les délais de disponibilité des valeurs calculées, il fixe en outre la base du temps à employer pour comparer

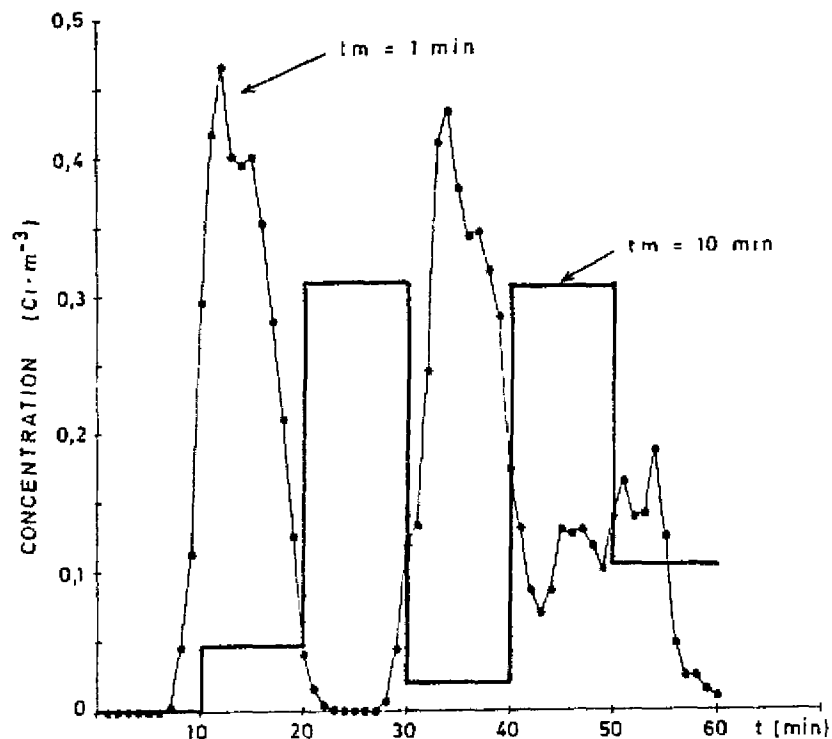


FIG. 5. Concentrations pour des temps d'intégration de 1 et 10 minutes, à l'endroit du point le plus exposé (source: fig. 1).

les valeurs calculées aux résultats des mesures. Un temps d'intégration trop court a l'inconvénient d'augmenter le nombre de valeurs disponibles, la variabilité de ces valeurs, aussi bien calculées que mesurées, risque de déstabiliser la procédure d'optimisation.

La fig. 5 donne un exemple de la concentration calculée au point le plus exposé compte tenu des paramètres de la fig. 1 pour deux temps d'intégration.

L'adaptation des paramètres d'un modèle de dispersion est une opération délicate et complexe, plusieurs paramètres influencent en effet la concentration et le dépôt en un point donné. La différence observée entre la mesure et le calcul peut donc être la conséquence d'un choix non judicieux d'un seul paramètre, cette différence pourrait toutefois être corrigée par une adaptation d'un ou plusieurs autres paramètres. Cette action corrective aurait pour conséquence l'extrapolation fautive des résultats obtenus en d'autres points. Les procédures d'optimisation doivent donc être bien élaborées et identifier la nature des mesures ou informations nécessaires pour modifier des paramètres spécifiques. Ces informations ne sont pas nécessairement les mesures radiologiques normalement prévues, elles peuvent être des mesures

TABLEAU II. PARAMETRES D'ENTREE A OPTIMISER ET LES MESURES ASSOCIEES

PARAMETRES A OPTIMISER	MESURES ASSOCIEES
Terme source	- Exposition maximale - spectrométrie in situ - spectrométrie en lab. - Débits de dose près de la source
Paramètres de dépôt	- Exposition maximale - Distribution spatiale sous le vent
Surélévation du panache	Distribution spatiale sous le vent à courte distance
Direction du vent	Distribution spatiale latérale

spéciales et complémentaires effectuées dans le but unique de valider en temps réel certains paramètres du modèle mathématique.

Les paramètres qui se prêtent le plus facilement à des optimisations répondent aux critères suivants :

- avoir une imprécision relativement importante;
- avoir une influence importante sur les résultats calculés;
- avoir une influence qui peut être facilement identifiée par des mesures.

Le tableau II donne une indication de paramètres à examiner ainsi que la méthode qui convient le mieux pour leur optimisation.

4. EXPERIENCES DE VALIDATION

Afin de valider les modèles utilisés et de tester les techniques de surveillance, 15 essais de rejets tracés au SF₆ furent effectuées dans la région de Mol [3]. A la même occasion les différences observées entre les mesures et les résultats de calculs furent soumis à une analyse. La source fut située à une hauteur de 2 m. Les échantillonneurs furent

placés à deux ou trois distances en 20 à 30 points entre 0,6 et 6,2 km dans la direction du vent. Le temps d'échantillonnage était de 30 minutes. La région fut également parcourue par un véhicule équipé d'un chromatographe à gaz détectant des concentrations en SF₆ pour des intervalles de mesure de 1 minute.

A partir des mesures effectuées dans les différents points, la concentration maximale et la direction dans laquelle ce maximum se produit, ainsi que les écarts-types de la distribution gaussienne, ont été calculées. Les résultats obtenus peuvent être résumés comme suite :

- un rapport entre l'écart-type horizontal déduit des essais et la valeur théorique de $0,82 \pm 0,22$;
- un rapport entre l'écart-type vertical déduit des essais et la valeur théorique de $1,25 \pm 0,65$;
- un rapport des concentrations maximales mesurées et calculées de $1,02 \pm 0,65$.

Les concentrations maximales se situaient fréquemment à environ 5° hors de la direction du vent observée, cette observation est également rapportée par d'autres expérimentateurs [4-6].

La nécessité d'une telle expérience dépend pour une partie importante de la transmission correcte des observations; les conditions météorologiques variables induisent les mêmes contraintes que celles prévisibles lors de l'interprétation des résultats d'une surveillance radiologique. Ces expériences nous ont en plus permis de tirer des leçons pratiques dans le domaine de l'organisation d'une telle campagne. Bien que les techniques de mesure lors de tels essais diffèrent fondamentalement de celles utilisées en cas de rejet radioactif, elles permettent d'entraîner du personnel sur le terrain selon des procédures qui sont comparables.

5. CONCLUSION

Les modèles mathématiques sont un excellent moyen pour acquérir rapidement un aperçu des conséquences d'un rejet sur une surface étendue. Des décisions ayant des implications importantes sur le plan socio-économique ne peuvent être prises qu'en fonction d'informations fiables. Une méthode pour augmenter la fiabilité des résultats de calcul basés sur certaines hypothèses consiste dans l'adaptation de paramètres

utilisés en fonction des résultats de mesures. L'application d'une telle approche pose des contraintes au modèle, aux mesures et à la procédure d'optimisation. Cette dernière ne peut être improvisée. De l'expérience pratique peut être acquise à partir d'expériences de rejets tracés au SF₆.

REFERENCES

- [1] GOVAERTS, P., MERTENS, I., VANDERBORGHT, B., FIEUW, G., «Application of a computer aided emergency response system to severe nuclear accidents», Workshop on Reactor Accident Off-site Consequence Modelling, Assessment and Application, Tokai, Japan, 1984.
- [2] GOVAERTS, P., «Input data to real-time computing of consequences of radioactive releases to atmosphere», Atelier sur les logiciels à temps réel, CCE, Luxembourg, 1985.
- [3] KRETZSCHMAR, J., MERTENS, I., VANDERBORGHT, B., Sensitivity, applicability and validation of bi-gaussian off- and on-line models for the evaluation of the consequences of accidental releases in nuclear facilities, Rapport EUR-9385 En (1984).
- [4] DESIATO, F., «SPADE: A real-time Lagrangian puff model for local scale atmospheric diffusion evaluation», Atelier sur les logiciels à temps réel, CCE, Luxembourg, 1985.
- [5] GUDIENSEN, P., LANGE, R., RODRIGUEZ, D., «The use of field experimental studies to evaluate emergency response models», Atelier sur les logiciels à temps réel, CCE, Luxembourg, 1985.
- [6] EPRI, Overview, Results and Conclusions of the EPRI Plume Model Validation and Development Project: Plains Site, Rapport EPRI-EA-3074 (1983).

Poster Presentations

IAEA-SM-280/2P

REMOTE MEASURING SYSTEM FOR MONITORING ACCIDENTS IN THE ENVIRONMENT OF NUCLEAR FACILITIES*

M. HEINZELMANN, M. KELLER

Department of Safety and Radiation Protection,
Jülich Nuclear Research Centre,
Jülich, Federal Republic of Germany

A remote measuring system has been developed at the Jülich Nuclear Research Centre with which in the case of an accident the radiation exposure in the possibly critical exposure pathways, i.e. the whole body dose due to gamma submersion and the radioiodine thyroid dose, can be determined without time delay at various locations in the environment of a nuclear facility [1]. As a supplement to this the aerosol activity is estimated and air dust samples are collected to be measured in the laboratory. The system is not only suitable for air monitoring in the case of an accident but also for normal operation.

The measuring system consists of several measuring and sampling stations and one central measuring unit. The individual stations are connected to the central measuring unit via a dedicated line. A complete measuring and sampling station consists of a gamma probe, an iodine detector and a sampler for aerosols and radioiodine connected to an aerosol detector. The local dose rate due to external gamma radiation and the air activity concentration are continuously determined by the gamma probe and the aerosol detector. Aerosols are continuously deposited in the sampler. The iodine detector is ready for operation at all times. The pump for the air supply is turned on from the central measuring unit only in the case of an accident.

A commercially available gamma probe with two Geiger-Müller counters serves for the continuous measurement of the local dose rate due to gamma radiation. The measuring range extends from the level of the natural background radiation ($0.07 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) up to $0.5 \text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$.

In the case of an accident, the iodine detector determines the iodine thyroid dose, which is directly proportional to the ^{131}I activity collected in the iodine detector. The detector contains a small NaI scintillator with a multiplier in a 15 cm thick lead shielding. Mounted annularly around the scintillator is the

* Sponsored with funds from the Federal Ministry of the Interior, funding reference No. St. Sch. 936.

iodine collecting cartridge through which a prefiltered air stream is sucked at a controlled throughput of 100 L/h. The pulses generated in the iodine detector are amplified, pass through a gain control and a single-channel discriminator and are continuously counted for one minute in each case. The single-channel discriminator is adjusted to the 356 keV γ line of a ^{133}Ba source (mock iodine).

The detector is equally suitable for measuring elementary and organically bound ^{131}I . The measuring range for the iodine thyroid dose extends from 1.5 mSv to 15 Sv. The deposition of iodine does not deteriorate due to moist air. External γ -radiation is attenuated by the lead shielding around the scintillator by a factor of more than 10 000. The measurement is not significantly disturbed by radioactive noble gases and the iodine isotopes ^{132}I to ^{135}I possibly emitted during a reactor accident.

The sampler with the aerosol detector essentially serves for monitoring normal operation. In the case of a reactor accident the collecting cartridge can be replaced and measured in the laboratory for the nuclide-specific determination of aerosol activity.

The central measuring unit interrogates the measured values of the individual stations at intervals of one minute, calculates 10-minute mean values and converts the count rates into dose values. The values are displayed on a screen, plotted on a multiple recorder and printed out together with the date and time. Two threshold values can be preset for each measurement pathway. Any failure of or defect in a measuring station is identified by the central measuring unit and indicated in the measuring records.

The system currently consists of the central measuring unit, one complete measuring and sampling station and five further measuring stations equipped only with radioiodine detectors. The measuring stations were installed in the environment of the Jülich Nuclear Research Centre in April 1985.

REFERENCE

- [1] HEINZELMANN, M., KELLER, M., HEINEMANN, K., Ein Meßsystem zur Luftüberwachung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen, *At. Strom* **31** 1–4 (1985).

IAEA-SM-280/16P

**ENVIRONMENTAL PROTECTION AS A FACTOR IN
REDUCING THE RADIOLOGICAL EFFECTS TO
THE POPULATION FOLLOWING AN ACCIDENT
IN A NUCLEAR POWER PLANT***

J. TADMOR, J. KOCH, E. GANTS
Soreq Nuclear Research Centre, Yavne,
Israel

A severe accident in a nuclear power plant may cause serious radiological effects to an unprotected population. Different protective actions may alleviate these radiological effects. The present study investigates the effectiveness of sheltering and evacuation as protective measures against the different irradiation modes contributing to external and internal radiation doses.

Accident consequences following a release of radioactivity from a nuclear power plant are evaluated for an unprotected and a protected population, and are comprehensively determined by taking into account a broad range of irradiation mechanisms and radiological effects.

The REMAND computer code [1] is used to calculate individual and collective radiation doses and health effects for the unprotected and sheltered populations. The RECLEAR computer program, coupling REMAND with CLEAR [2] (a simulation model which calculates the time required to evacuate the population from a given emergency zone) is used to evaluate the radiation doses and effects in the evacuated population.

Computations performed to date on arbitrarily chosen reference cases (PWR-1 and PWR-3 type accidents occurring at a 1000 MW(e) power plant, hypothetically located at different sites in Israel) indicate the following.

- The time-dependence of the cloud and inhalation doses for an instantaneous release may become a significant factor at distances greater than about 10 km from the nuclear reactor because of the increase in the cloud dimensions as a function of distance.
- Sheltering in civil defence shelters or even in regular (Israeli) buildings, and evacuation are highly effective in reducing early fatalities and other non-stochastic health effects. Early fatalities, for instance, can be reduced by 50% to 90%, according to the specific site.

* Study supported by the Israeli Ministry of Energy, through the Power Reactors Division of the Israel Atomic Energy Commission. The views presented are solely those of the authors and not necessarily those of the sponsors.

- Sheltering on specific – higher or lower – storeys of buildings should be decided as a function of the height of release of radioactivity and of the prevailing meteorological conditions, so as to diminish most efficiently the radiation doses and effects.
- Shelters should be ventilated at a certain time after passage of the radioactive cloud, to avoid higher indoor than outdoor concentrations of radioactivity.
- The efficiency of sheltering and evacuation is strongly dependent on how soon after the accident these measures are taken and therefore the installation of a fast alarm system for the population is justified.
- The efficiency of evacuation varies with the angle of the evacuation route as related to the radioactive plume centreline.
- Accidents in small nuclear power plants would cause relatively fewer (non-stochastic) radiological health effects in the population than similar accidents in larger plants.

The quantitative results are of a preliminary nature. Emphasis will be given to the sensitivity analysis and quantitative analysis of the uncertainties in the estimation of the effectiveness of the protective measures.

REFERENCES

- [1] STERN, E., COVALIU, Z., KAUFMAN, J., STARK, M., REMAND – A Computer Code for Assessing the Consequences of an Accident in Nuclear Power Plants. Part B – User's Guide, Israel AEC Rep. LDI 85-57 (1985).
- [2] MOELLER, M.P., URBANIK, T., II, DESROSIERS, A.E., CLEAR (Calculates Logical Evacuation and Response): A Generic Transportation Network Model for the Calculation of Evacuation Time Estimates, Rep. NUREG/CR-2504 (Battelle Pacific Northwest Labs Rep. PNL-3770) (1982).

IAEA-SM-280/22P

EMERGENCY PLANNING AND PREPAREDNESS FOR THE MONITORING OF ACCIDENTAL RELEASES

J. KOVAČ, D. CESAR, A. BAUMAN
Institute for Medical Research and
Occupational Health,
Zagreb, Yugoslavia

It is not universally acknowledged in the scientific and nuclear engineering community that a highly populated area more than ten miles away from a PWR has to face the necessity for detailed preparations to meet the consequences of a serious nuclear power accident.

Our Laboratory for Environmental Radioactivity has prepared an emergency plan to supply information on the diffusion of the radioactive plume and the environmental impact from the release of fission products into the atmosphere. On the basis of the initial external emergency plan two drills have already been performed to check the efficiency of the decision-making team and the field teams. In the light of the collected field data the plan was modified: it now includes aerial surveys with a helicopter, and a description of the means to be employed (instruments, vehicles, personnel and a detailed action plan). Since rapid results are requested from the radiometric team, especially detailed procedures are prescribed for the field monitoring. No remedial measures are provided, since they do not seem necessary. The only countermeasures are a constant checking of the changing plume direction and the control of the ground deposition to avoid unforeseen reactions among the population.

IAEA-SM-280/27P

MICRODIFFAL – A MICROCOMPUTER SYSTEM FOR EMERGENCY PREDICTION OF RADIOLOGICAL HAZARDS

J.M. COPPARD, D.G. VALLIS
Ministry of Defence Procurement Executive,
AWRE Aldermaston, Berkshire,
United Kingdom

MICRODIFFAL is a microcomputer hardware and software system for use in an emergency to predict the radiological effects caused by nuclear accidents. By means of an interactive routine, the system questions the user about the nature of the accident, the material dispersed, the prevailing meteorological conditions and other relevant information necessary for the system to establish a data input file for the dispersion physics and radiological dose calculations. The question-and-answer routine is conducted in relatively non-technical language and can be operated by personnel with only a few hours' training.

The code will deal with a variety of incidents in which radioactivity would be dispersed in the atmosphere as particulates or positively or neutrally buoyant vapour. Such incidents include explosions (releasing chemical or nuclear energy); fires in nuclear processing, storage or reactor facilities, and transportation accidents involving radioactive materials. To prepare the input data file, the code selects appropriate stored data sets describing particle size distributions and the initial dispersed cloud model according to the information provided by the user in the interactive routine.

The predictions are given in the form of distances and areas within which given levels of radiological effect are exceeded; estimated individual and collective, short- and long-term radiation doses, and map overlays depicting air pollution concentration and surface contamination isopleths to scales specified by the user. Although all results of the computation are available in full technical details as hardcopy output, the map overlays display in a simple manner the distances and areas within which remedial emergency actions such as evacuation and sheltering indoors should be undertaken in accordance with pre-agreed criteria of dose limitation for the public in an emergency. The results of radiation monitoring surveys can be input to the system, enabling a continuously updated comparison of predicted with actual dispersion and accordingly a revision of the assumed source terms.

MICRODIFFAL is installed in fixed locations within a nuclear site but has also been installed in a road vehicle which provides a mobile facility for hazard prediction and also carries the necessary equipment for communications and local meteorological measurements. The prediction service can thus be provided wherever the control centre is set up in an emergency.

IAEA-SM-280/30P

A TELEMETRY-BASED RADIATION MEASURING AND RECORDING SYSTEM FOR MONITORING ACCIDENTAL RELEASES OF RADIOACTIVE GASES

D.A. NEWTON, J. McGUIGAN, R. HALLETT, J.D. McCANN
Atomic Energy Research Establishment,
Harwell, Didcot, Oxfordshire,
United Kingdom

1. INTRODUCTION

Research activities at Harwell include the operation of two materials testing reactors. A perimeter radiation monitoring system has been installed on and around the Harwell site to monitor for, and provide data during, an accidental release of fission product gases from either of the reactors.

The system consists of twenty battery-powered radiation monitoring stations installed around the site, together with a central computer-based data logging, control and information presentation system. The monitoring stations transmit both routine data and warning information to the central system via a radio link.

The central unit controls the monitoring stations, processes the information to generate appropriate warnings and alarms to draw attention to specific incidents, and logs radiation and maintenance data for subsequent analysis.

2. MONITORING STATIONS

Each monitoring station consists of a weatherproof housing to IP55 standard, which houses Geiger radiation detectors, extra-high-tension (EHT) and counting circuits, control logic, radio telemetry equipment, and monitoring and warning circuits. The housing is connected by waterproof cables to an external radio aerial and to a battery pack. The housing is insulated to minimize the internal temperature rise under solar radiation. The systems within a measuring station are each housed in sealed containers, and have been designed to operate at low power levels, permitting their operation for more than 100 days from a standard car battery under extreme environmental conditions.

Two compensated Geiger detectors are used to cover the total range of 0.1 $\mu\text{Gy/h}$ (10 $\mu\text{rad/h}$) to 100 mGy/h (10 rad/h); one tube covers up to 1.0 mGy/h (100 mrad/h), and the other tube from 0.5 mGy/h (50 mrad/h).

The environmental temperature range of a monitoring station is -25°C to $+50^{\circ}\text{C}$ ambient, over the humidity range 0 to 100% RH; this range is governed by battery limitations. Correct operation of the electronics has been demonstrated in a thermal chamber over the range -40°C to 70°C .

The information sent back over the radio link by a monitoring station includes not only counting data from the radiation detectors and circuits, but also information on internal variables which allows a check to be made on the correct functioning of the unit, and assists in the early detection of malfunctions. Information is transmitted about the internal temperature of the unit, the battery voltage, Geiger EHT voltage, EHT current drain, and count rate. A monitoring station will use the radio link to warn the central control system whenever one of these monitored variables exceeds threshold.

3. CENTRAL LOGGING STATION

This consists of an electronics assembly containing a radio transmitter, receiver, aerial, control units and power supplies, and a controlling computer system which interfaces to the electronics by an IEEE-488 interface.

The control program provides the following facilities:

(a) Routine collection of data from all monitoring stations at a frequency selected either by the operator or by the control algorithms. For routine operations, this can be as low as twice a day (to conserve battery capacity at the monitoring stations) in the absence of significant radiation readings, but the

occurrence of a warning from any remote will trigger more frequent data collection (up to about 150 times per day). The data include not only radiation detector information but also data on the internal functions listed above.

(b) Calculation of integrated doses and mean dose rate data for each monitoring station, together with displays and printed output of this information.

(c) Handling of warnings from the monitoring stations, and processing maintenance data to provide warnings to the operator and appropriate responses to faulty monitoring stations.

(d) Accepting operator selection of stations for particular attention; this enables a subgroup of stations to be monitored more frequently than the rest, thus allowing attention to be centred on units which are of especial importance in a particular incident.

The system is controlled by an HP85 computer, but any other type with an IEEE-488 interface may be substituted if required, for example to handle larger systems, or to add incident modelling programs which make use of the data collected by the monitoring stations. The radio equipment is type-approved by the Home Office, and the system is operated under an appropriate licence.

4. DEPLOYMENT OF SYSTEM

The monitoring system is designed to perform two roles in the event of an accidental release of fission product gases:

- (1) To provide a back-up warning of high environmental radiation levels which require immediate investigation
- (2) To provide real-time data on radiation levels around the perimeter fence and the cumulative exposure as a result of the passage of a cloud of fission product gases.

Of these roles, the latter is regarded as the more important since installed high-radiation alarms within the reactor shells would almost certainly provide the first indication of a release of fission product gases. Information on dose rates and integrated dose provided by the system would enable health physicists to make rapid predictions of the doses to members of the public living near the site and thereby initiate appropriate countermeasures in accordance with national criteria.

5. EXTENSIONS TO THE SYSTEM

The present system may be increased to a maximum of 127 monitoring stations per pair of radiotelemetry channels.