

# Activités internationales dans le domaine de la préparation à la gestion de crise

## Développement d'un outil informatique pour l'évaluation du terme source en cas d'accident affectant un réacteur à eau légère

• K. HERVIOU (IRSN)

• T. KARJUNEN (STUK)

• J. MIETTINEN  
(VTT ENERGY)

• P. SCHMUCK (FzK)

**E**n cas d'accident se produisant dans une centrale nucléaire, la quantité potentielle de matières radioactives qui peut être libérée est importante. Selon sa gravité, il pourrait être nécessaire de protéger rapidement et efficacement la population et le milieu environnants vis-à-vis des conséquences d'un tel accident. Cependant, ces mesures peuvent être complexes et nécessitent plusieurs heures pour être mises en place. Par ailleurs, la cinétique de tels accidents sur les réacteurs à eau légère serait relativement lente et n'entraînerait pas de rejets significatifs dans les premières heures suivant l'occurrence de l'événement initiateur de l'accident. Il faut donc mettre à profit le temps disponible avant qu'un rejet quelconque ne se produise afin de fournir aux décideurs les éléments techniques nécessaires à la définition des contre-mesures les plus appropriées. À cette fin, il est nécessaire de surveiller la progression de l'accident dès sa détection par l'exploitant de la centrale, pour prévoir le comportement futur du réacteur et, ainsi, recommander aux autorités compétentes la mise en œuvre éventuelle de mesures de protection dans un délai compatible avec celui requis pour leur mise en œuvre.

L'une des données initiales les plus importantes pour l'évaluation des conséquences d'un accident grave affectant un réacteur nucléaire est le terme source. Ce dernier est défini comme étant la quantité, le débit de rejet et les caractéristiques de la matière radioactive libérée dans l'environnement à la suite d'un accident.

L'évaluation du terme source par les centres de crise peut être effectuée à l'aide d'outils informatiques. Cette approche a surtout été développée par les pays les plus nucléarisés. Le développement a peut-être été plus systématique en France, où le programme d'énergie nucléaire est davantage intégré. Le système SESAME (Schéma d'évaluation des situations accidentelles et méthodes d'évaluation) a été développé pour gérer les situations de crise sur les REP français. En utilisant la connaissance acquise lors du développement du système SESAME, le système STEPS (*Source Term Based on Plant Status*) a été développé pour les réacteurs à eau légère installés en Europe.

### Contexte et partenaires

Le système STEPS a été développé en trente mois, entre 1997 et 1999, dans le cadre du quatrième programme cadre financé par la Commission européenne. Il a été coordonné par l'IRSN avec des participations des instituts suivants :

- Forschungszentrum Karlsruhe, Institute for Nuclear and Energy Technology, FzK, Germany;
- Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, Nuclear Safety Department, STUK, Finland;
- Technical Research Centre of Finland, VTT Energy, Nuclear Energy, VTT, Finland;
- Swiss Federal Institute of Technology, Centre of Excellence, Risk and Safety Sciences, ETHZ, Switzerland.

Centrale de Bohunice (Slovaquie).



## Le système STEPS aide l'utilisateur à diagnostiquer de façon relativement précise l'état de l'installation et à réaliser plusieurs calculs de pronostic.

### Le système STEPS

Dès le début d'un accident, le système STEPS peut être utilisé pour fournir des évaluations sur son déroulement probable, sur l'importance et les caractéristiques des rejets réels et/ou potentiels dans l'environnement. Ce système est fondé sur les données mesurées dans l'installation selon un processus dynamique et interactif visant à raffiner constamment l'évaluation tout au long de l'accident. Il tient compte de l'évolution de la situation et des nouvelles informations disponibles.

Rapide d'exécution, cet outil permet aux experts d'étudier de nombreuses hypothèses sur la façon dont la situation évoluera et sur son aggravation possible. Par conséquent, le système STEPS aide l'utilisateur à diagnostiquer de façon relativement précise l'état de l'installation et à réaliser plusieurs calculs de pronostic. Il permet à l'équipe d'experts de prévoir des défaillances supplémentaires et d'évaluer les conséquences radiologiques potentielles pour l'environnement afin de proposer, si nécessaire, la mise en œuvre de mesures de protection de la population.

Il est à noter que le système STEPS constitue un outil d'aide pour l'expert. En aucun cas il ne remplace l'expert, qui reste entièrement responsable de son évaluation. Par conséquent, outre ses compétences dans le domaine des accidents, l'expert doit avoir une pleine connaissance de la validité de cet outil et conserver un œil critique sur les résultats.

#### DOMAINE D'APPLICATION :

##### TYPES DE RÉACTEURS CONSIDÉRÉS

Un objectif important et difficile du projet était que le système STEPS soit applicable aux différents types de réacteurs à eau légère installés en Europe. La structure flexible retenue lui permet de traiter un grand nombre de réacteurs à eau légère européens tout en tenant compte de leurs particularités propres. Les types de réacteurs explicitement couverts par le système sont les REP à enceinte sèche, les REP à enceinte à condenseur à glace, les BWR/Mark 1, 2 et 3 et les

VVER/440-213 et 230. Les réacteurs VVER 1 000 sont considérés comme relevant de la première catégorie. Des modèles physiques ont été établis sur la base de scénarios génériques.

Compte tenu du fait que les différences existantes en termes de géométrie et de caractéristiques des différents composants entre les réacteurs peuvent affecter de manière significative l'exactitude des résultats et que les données associées aux différents réacteurs couverts pourraient être indisponibles, il a été décidé de définir une structure qui permettrait l'introduction de données décrivant l'installation nucléaire. Par conséquent, deux modes d'utilisations du système STEPS ont été introduits :

- un mode dit "administrateur". Ce mode correspond à l'introduction dans le système STEPS des données constantes caractérisant une centrale nucléaire qui sont nécessaires pour modéliser son comportement en cas d'accident ; il devrait être employé pour la définition de nouveaux réacteurs dans le système, indépendamment d'une situation d'urgence comme lorsque le système est mis en place dans un nouveau centre de crise ;
- un mode "utilisateur". Ce mode est employé pendant les situations d'urgence ; les données saisies correspondent au transitoire en cours et aux hypothèses faites par les utilisateurs afin d'évaluer la situation. Les calculs avec STEPS ne peuvent être exécutés sur les réacteurs nucléaires que si ces derniers ont été préalablement définis en utilisant le mode "administrateur".

Le mode "administrateur" permet d'étendre le domaine d'applicabilité du système à un grand nombre de réacteurs : pour chaque réacteur de type BWR, VVER ou REP, indépendamment des sept catégories considérées initialement pour le développement du système, le système STEPS devrait être bien adapté si le réacteur n'a pas de spécificité particulière.

#### OBJECTIFS ET FONCTIONNALITÉS

L'identification de l'accident et le diagnostic de l'état de l'installation sont réalisés sur la base des données mesurées sur l'installation. Ces données

## Le système STEPS estime les masses de produits radioactifs et les activités relâchées dans l'environnement en fonction du temps.

peuvent être entrées manuellement dans le système. Ensuite, elles sont présentées par l'outil de telle manière que l'utilisateur peut facilement identifier l'accident (choix des paramètres les plus significatifs).

Tous les accidents pouvant entraîner une émission possible de radioactivité dans l'environnement à partir du circuit primaire du réacteur sont considérés par STEPS :

- APRP (accident de perte de réfrigérant primaire);
- RTGV (rupture de tube(s) de générateur de vapeur, pour le REP et le VVER seulement);
- RTV (rupture de tuyauterie vapeur);
- perte totale des sources électriques.

Ces accidents ou certains d'entre eux peuvent être cumulés lors d'un même transitoire. La perte de systèmes de sûreté est également couverte par l'outil, l'utilisateur devant renseigner leur fonctionnement pour pronostiquer l'évolution de l'accident en fonction du temps.

Après avoir identifié le type d'accident, l'expert devra évaluer différents paramètres sur le comportement thermohydraulique de l'installation avant de procéder à l'évaluation des rejets :

- la taille de la brèche dans le cas d'accidents de type APRP, RTGV et RTV;
- le délai disponible avant le début de la dégradation du cœur et de la fusion, si un risque de dénoyage du cœur est identifié.

La taille de la brèche peut être évaluée à partir des informations mesurées sur l'installation en réalisant un bilan de masse sur le circuit primaire.

Le délai disponible avant la fusion du cœur et la cinétique des variations du niveau d'eau dans le cœur sont calculés en effectuant des bilans d'énergie et de masse en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire (incluant la rupture de tube(s) de générateur de vapeur dans le cas des REP et des VVER, la brèche sur la ligne principale de vapeur ainsi que la perte totale des sources électriques dans le cas d'un BWR).

L'émission de produits de fission du cœur dans le circuit primaire du réacteur au cours de la dégradation du cœur est évaluée selon les variations du niveau d'eau par un module spécifique prenant en compte le profil de puissance du cœur et la production de vapeur.

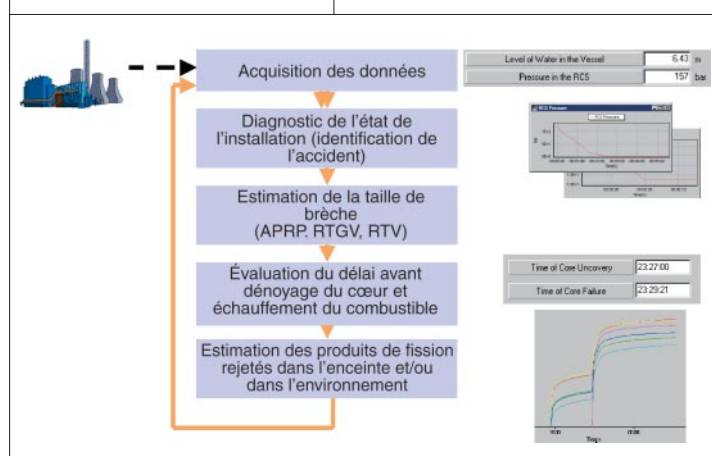
Le calcul peut être exécuté jusqu'à la dégradation complète du cœur pour ces différents accidents. Toutefois, il est stoppé lorsque la température du combustible atteint 2000 °C. Cela signifie que l'émission de produits de fission du cœur n'est plus simulée après ce seuil. Le cas de la perte de la géométrie du cœur n'est pas couvert par le système STEPS dans sa version actuelle.

L'évaluation du rejet dans l'environnement est alors effectuée en fonction de la conception de l'enceinte de confinement et des moyens spécifiques associés, qui sont décrits en utilisant le mode "administrateur" de STEPS. Les systèmes d'aspersion, de ventilation et de filtration dans l'enceinte et dans les bâtiments périphériques sont pris en compte dans l'évaluation des transferts de produits radioactifs à l'intérieur de l'installation. Les transferts au travers d'une piscine ou d'un condenseur à glace sont également pris en considération.

- Le système STEPS estime, pour huit groupes de produits radioactifs (Iode aérosols, CsOH, Te, gaz rares, iode moléculaire, iode organique, actinides, autres), les activités et les masses relâchées dans l'environnement en fonction du temps (figure 1).

Figure 1

### Les fonctionnalités de STEPS.



## MODÈLES

La modélisation générale du système est fondée sur trois modules.

**Un module représentant le combustible qui traite des phénomènes suivants :**

- inventaire de l'activité du cœur;
- inventaire de l'activité du fluide primaire;
- inventaire de l'espace combustible-gaine;
- production de chaleur résiduelle;
- variations du niveau d'eau dans le cœur;
- surchauffe du combustible et fusion;
- rejet de produits de fission du cœur.

**Un module thermohydraulique.**

Il a pour objet l'intégration des équations de conservation. Afin de limiter le temps de calcul, le nombre maximal des volumes représentant la partie thermohydraulique de l'installation est de quatre, et plusieurs postulats simplifiés ont été posés pour l'élaboration des corrélations physiques et des modèles.

La schématisation en quatre sections a été développée pour les installations de type REP. Les quatre sections sont alors les tuyauteries primaires et la cuve du réacteur (section 1), le pressuriseur (section 2), les générateurs de vapeur intacts (section 3) et un générateur de vapeur rupté (section 4). Le même schéma est utilisé pour les réacteurs VVER.

Les réacteurs de type BWR sont décrits en employant une section unique constituée des tuyauteries vapeur et de la cuve.

**Un module enceinte de confinement.**

Un modèle modulaire basé sur différents "volumes" a été développé pour représenter l'enceinte de confinement de l'installation. Chaque volume correspond à une partie de l'installation participant au transfert des produits radioactifs depuis le bâtiment du réacteur vers l'environnement. Un ensemble d'équations comprenant différentes situations de transfert de masse entre les volumes (fuite directe, fuite filtrée, au travers d'une piscine ou d'un condenseur à glace) a été établi et résolu.

Les premières réflexions ont conduit à définir *a minima* un modèle à deux volumes pour un REP de conception classique (bâtiment réacteur et bâtiments auxiliaires), un modèle à un seul volume pour le VVER 230 et un modèle à quatre volumes pour le BWR (enceinte sèche, enceinte humide, bâtiment réacteur et bâtiments auxiliaires).

La modélisation du système est illustrée sur la figure 2.

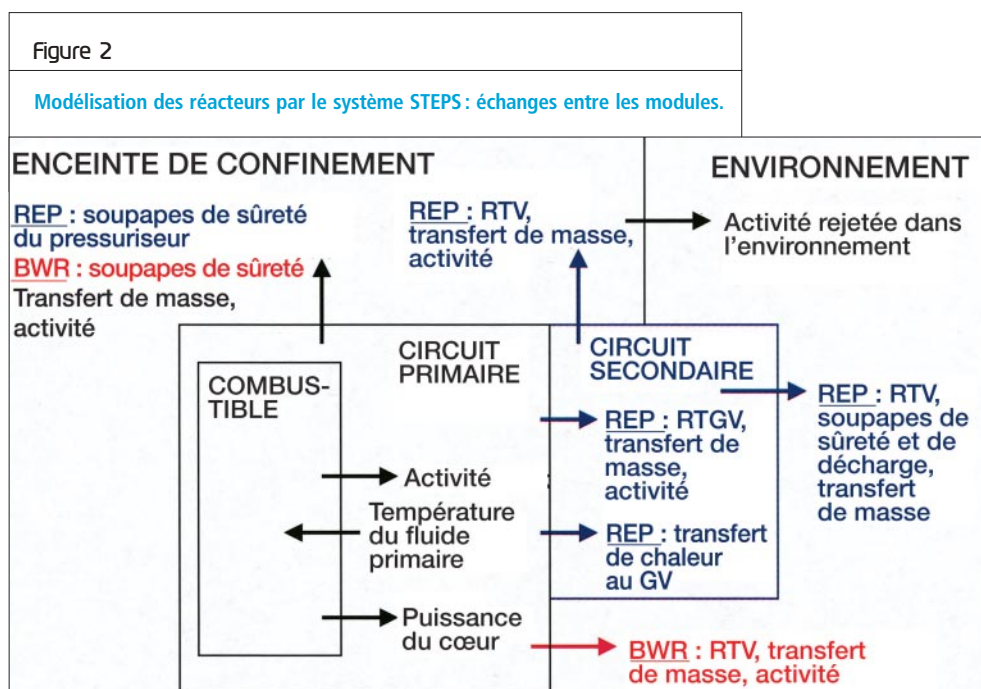


Tableau 1

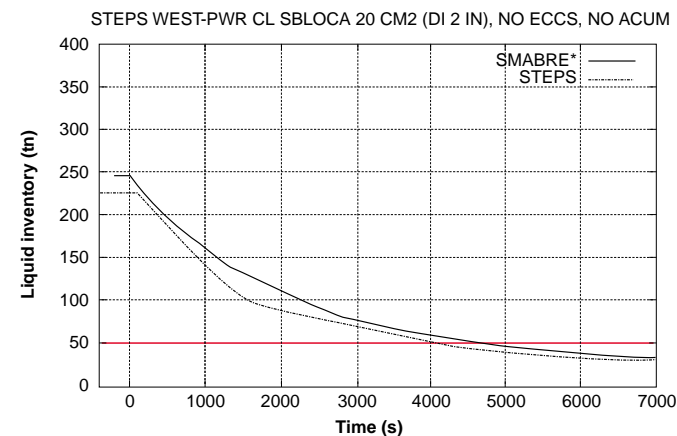
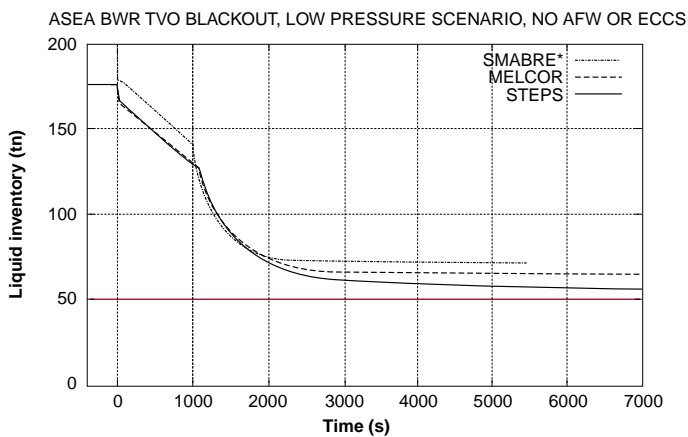
Évaluation de la taille de brèche dans le cas d'accidents de type APRP sur un réacteur VVER-440/213 en utilisant les différentes méthodes proposées par STEPS (référence : calculs RELAP).

APRP – taille de brèche (réelle)	STEPS / niveau d'eau dans le pressuriseur	STEPS / pression du circuit primaire	STEPS / niveau d'eau dans le circuit primaire
1"	1,22"	1,5"	0,7"
3,15"	6,18"	2,88"	3,76"
5,9"	*	6,07"	5,59"

\* La méthode d'évaluation de brèche basée sur la baisse du niveau d'eau dans le pressuriseur ne pouvait être employée étant donné la perte trop rapide de la mesure (APRP brèche intermédiaire).

Figure 3

Évolution de l'inventaire en eau du circuit primaire par STEPS et par des codes de calcul utilisés pour les études d'accident dans le cas d'un APRP avec défaillance du système d'injection de sécurité sur un réacteur de type Westinghouse, et dans le cas d'un accident de perte totale des sources électriques sur un réacteur de la centrale d'Olkiluoto.



\* Le code SMABRE est équivalent à RELAP 5.

## VALIDATION DU SYSTÈME

L'objectif de la phase de validation était de vérifier que les résultats obtenus à l'aide du système STEPS étaient cohérents avec les résultats obtenus avec des codes de calcul tels que MELCOR ou RELAP, pour des transitoires similaires, ainsi que de définir un domaine où STEPS peut être utilisé avec une confiance relative élevée.

Des réacteurs européens existants ont été choisis pour couvrir les principaux types de réacteurs pris en compte dans STEPS :

- pour le REP, réacteurs français (900 MWe), Konvoi allemand, EPR (European Pressurized Reactor) ;
- pour le BWR, réacteur Olkiluoto 1 finlandais (type ASEA) ;
- pour le VVER 440, centrales de Loviisa et de Dukovany (VVER 440-213).

La validation du système a été effectuée en se fondant sur les calculs transitoires disponibles sur ces installations. Dans la mesure du possible, plusieurs accidents ont été envisagés pour chaque type de réacteur (APRP, RTGV, RTV, perte totale des sources électriques).

Par exemple, les résultats obtenus avec STEPS concernant l'évaluation de la taille d'une brèche pour un réacteur VVER 440-213 (Dukovany) en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire sont présentés dans le **tableau 1**.

Les résultats suivants montrent la capacité du système à évaluer le délai disponible avant le début du dénoyage du cœur et de l'échauffement du combustible (**figure 3**).

Les résultats obtenus ont démontré une bonne concordance entre STEPS et les codes de calcul utilisés pour l'étude des accidents.

## Perspectives

Le système STEPS est maintenant disponible dans une version stabilisée, les principales fonctionnalités de l'outil étant intégrées dans la version 1. Il est disponible sur PC équipé du système d'exploitation Windows NT et du système ORACLE (base de données). Mais, plus que l'outil informatique lui-même, c'est la méthodologie d'expertise qui lui est associée qui est importante.

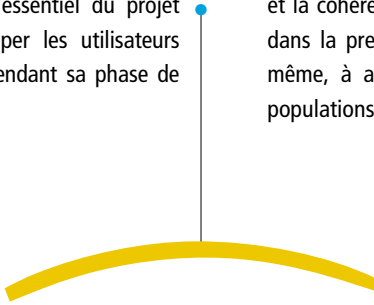
Un nouveau projet dénommé "ASTRID" (*Assessment of Source Term for Emergency Response based on Installation Data*) a été accepté par la Commission européenne dans le cadre du cinquième programme cadre.

La première partie du projet vise à développer, à partir des méthodes existantes en Europe ou dans les autres pays possédant des réacteurs nucléaires, une méthodologie d'évaluation du terme source en cas d'accident affectant un réacteur à eau légère qui pourra être utilisée par les pays européens. Un aspect essentiel du projet proposé est de faire participer les utilisateurs potentiels du produit final pendant sa phase de développement.

La deuxième partie concerne l'élaboration d'un outil informatique support à l'application de cette méthodologie et qui puisse être utilisé par les divers pays européens, que ce soit au sein de la Communauté européenne ou en Europe de l'Est. Cet outil informatique sera fondé sur le système STEPS. Son domaine d'application sera étendu en tenant compte autant que possible des accidents graves (combustion d'hydrogène, interaction corium/béton...).

Enfin, la troisième partie traite de l'implantation de la méthodologie et de l'outil, c'est-à-dire du système ASTRID, dans les centres de crise. Elle consistera en l'établissement du matériel support facilitant l'introduction du système au sein de dispositions existantes dans les centres de crise (possibilités d'utiliser le système, dossiers pédagogiques et de formation, exercices préparés pour vérifier l'implantation correcte...).

En développant une méthodologie et un outil communs pour l'évaluation du terme source, ce projet devrait contribuer à améliorer l'efficacité et la cohérence de la gestion de crise en Europe dans la première phase de l'accident et, par là même, à assurer une meilleure protection des populations environnantes.



**Un aspect essentiel du projet proposé est de faire participer les utilisateurs potentiels du produit final pendant sa phase de développement.**