



Doctoral Thesis

Discrete dynamic event tree modeling and analysis of nuclear power plant crews for safety assessment

Author(s):

Mercurio, Davide

Publication Date:

2011

Permanent Link:

<https://doi.org/10.3929/ethz-a-006444921> →

Rights / License:

[In Copyright - Non-Commercial Use Permitted](#) →

This page was generated automatically upon download from the [ETH Zurich Research Collection](#). For more information please consult the [Terms of use](#).

DISS. ETH NO. 19321

**DISCRETE DYNAMIC EVENT TREE MODELING AND ANALYSIS OF
NUCLEAR POWER PLANT CREWS FOR SAFETY ASSESSMENT**

A dissertation submitted to

ETH ZURICH

for the degree of
Doctor of Sciences

presented by

DAVIDE MERCURIO

Laurea di Dottore in Ingegneria Nucleare, Polytechnic of Milan

Date of birth, 18th February 1980

citizen of Italy

accepted on the recommendation of

Prof. Dr. Wolfgang Kröger, examiner

Prof. Dr. Michael Horst-Prasser, co-examiner

Dr. Vinh N. Dang, co-examiner

2011

Abstract

Current Probabilistic Risk Assessment (PRA) and Human Reliability Analysis (HRA) methodologies model the evolution of accident sequences in Nuclear Power Plants (NPPs) mainly based on Logic Trees. The evolution of these sequences is a result of the interactions between the crew and plant; in current PRA methodologies, simplified models of these complex interactions are used.

In this study, the Accident Dynamic Simulator (ADS), a modeling framework based on the Discrete Dynamic Event Tree (DDET), has been used for the simulation of crew-plant interactions during potential accident scenarios in NPPs. In addition, an operator/crew model has been developed to treat the response of the crew to the plant. The "crew model" is made up of three operators whose behavior is guided by a set of rules-of-behavior (which represents the knowledge and training of the operators) coupled with written and mental procedures. In addition, an approach for addressing the crew timing variability in DDETs has been developed and implemented based on a set of HRA data from a simulator study. Finally, grouping techniques were developed and applied to the analysis of the scenarios generated by the crew-plant simulation. These techniques support the post-simulation analysis by grouping similar accident sequences, identifying the key contributing events, and quantifying the conditional probability of the groups. These techniques are used to characterize the context of the crew actions in order to obtain insights for HRA.

The model has been applied for the analysis of a Small Loss Of Coolant Accident (SLOCA) event for a Pressurized Water Reactor (PWR). The simulation results support

an improved characterization of the performance conditions or context of operator actions, which can be used in an HRA, in the analysis of the reliability of the actions. By providing information on the evolution of system indications, dynamic of cues, crew timing in performing procedure steps, situation assessment, and crew challenge, these results are useful and relevant for the analysis of the crew's diagnosis/decision-making and, more generally, of operator cognitive tasks. A comparison of the operator-plant simulation results based on the DDETs with classical PRA/HRA analyses of selected actions found significant differences in the available time for operator actions, dynamic response of the system, and necessary cooldown time. In addition, using grouping techniques, failure and close to failure scenarios have been identified, analyzed, and an assessment of the PSFs has done to support the calculation of the Human Error Probabilities (HEPs).

Abstract in Italian

I modelli di valutazione probabilistica del rischio (Probabilistic Risk Assessment, PRA) e di analisi di affidabilità umana (Human Reliability Analysis, HRA) in impianti nucleari, modellano l'evoluzione degli scenari incidentali tramite alberi di guasto (Fault Trees) e alberi di eventi (Event Trees). Sebbene la struttura dei PRA è sufficientemente adeguata per modellare questi scenari incidentali, non sempre le interazioni tra operatori e impianto e soprattutto l'effetto dell'impianto sulle risposte degli operatori sono inclusi (per esempio risposta ad allarmi, stati fisici critici per l'impianto oppure andamento inaspettato dei parametri di processo).

In questo studio, il software ADS (Accident Dynamic Simulator) che è basato su alberi di eventi discreti e dinamici (Discrete Dynamic Event Tree, DDET) è stato utilizzato per la simulazione delle mutue interazioni operatore-impianto nucleare durante scenari incidentali. In particolare, è stato sviluppato un modello di team di operatori d'impianto all'interno del software ADS. Il modello è composto da tre operatori la cui risposta è guidata da un accoppiamento tra una serie di regole di comportamento (che modellano la conoscenza e l'addestramento degli operatori) con le procedure dell'impianto (sia formali che mentali). Inoltre, è stato sviluppato un approccio per la gestione della variabilità delle risposte degli operatori basato sul concetto di "tendenza" il quale è stato ulteriormente confrontato con dati disponibili da studi in simulatori d'impianti nucleari. Infine, la grande quantità di dati prodotti dovuti al numero di scenari e in particolare al numero di eventi durante la loro evoluzione sono stati analizzati sviluppando tecniche di raggruppamento che consentono di ridurre la loro complessità. Ciò è stato fatto identificando la serie

di eventi che portano ad un gruppo comune e caratterizzano la probabilità del singolo gruppo. Questi dati sono stati poi utilizzati per caratterizzare la risposta degli operatori o per ottenere informazioni utili da un punto di vista dell'affidabilità umana attraverso un caso studio. Infine, i risultati sono stati confrontati con un approccio di analisi di affidabilità umana classico sottolineando le differenze tra i due approcci e il valore aggiunto di un approccio dinamico.

Il modello è stato applicato per l'analisi di uno scenario incidentale dovuto ad una piccola perdita di liquido di raffreddamento (Small Loss Of Coolant Accident, SLOCA) in un reattore ad acqua pressurizzata (Pressurized Water Reactor, PWR). I risultati della simulazione hanno fornito una migliore caratterizzazione delle situazioni che influenzano le prestazioni sia dell'impianto che degli operatori nella sala di controllo. Questi risultati hanno fornito informazioni sull'evoluzione del sistema di indicazioni, la dinamica dei segnali, i tempi degli operatori nelle esecuzioni delle procedure, la valutazione della situazione attuale, e il carico di lavoro degli operatori che sono importanti per il trattamento degli errori che possono avvenire in impianti nucleari. Alcuni risultati sono stati confrontati con i risultati ottenuti da un classico modello PRA dell'impianto. I risultati ottenuti identificano una serie di differenze nella modellazione delle azioni dell'operatore ed in particolare il tempo disponibile per effettuare le azioni. Inoltre, utilizzando tecniche di raggruppamento sono stati individuati scenari di fallimento del sistema e scenari vicini al fallimento. Essi sono stati analizzati e caratterizzati in termini di probabilità di accadimento. I risultati, sono stati poi utilizzati per il calcolo dei fattori che influenzano le prestazioni degli operatori nella sala di controllo (Performance Shaping Factors, PSFs).