

PNC TN8410 93-045

動燃技報N○. 86別刷

再処理施設における確率論的安全評価研究の現状



再処理施設における確率論的 安全評価研究の現状

野尻 一郎 成田 脩

東海事業所安全管理部

資料番号：86-5

Current Status of Probabilistic Safety Analysis Application Study of Nuclear Reprocessing Facilities

Ichiro Nojiri Osamu Narita

(Health and Safety Division, Tokai works)

確率論的安全評価(PSA)は、施設の安全性を総合的かつ定量的に評価できることから、原子炉施設ではその安全評価手法の一つとして利用されてきており、核燃料サイクル施設においても適用が図られているところである。海外においては、すでに商業用再処理を行っているイギリス、フランスでは、その施設の設計、許認可においてPSA手法が適用されている。

動燃事業団では、「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、再処理施設の総合的なPSAを実施するための評価手法の開発・整備を目的として、昭和61年度から研究を進めている。ここでは、再処理施設のPSAに係わる評価手法の開発・整備の現状について述べる。

1. はじめに

確率論的安全評価(PSA)は、施設の安全性を総合的かつ定量的に評価できることから、原子炉施設ではその安全評価手法の一つとして利用されている。核燃料サイクル施設においても、施設の安全性の定量化および安全裕度の明確化を目的とし、PSAの適用が図られているところである。さらに、PSAは運転手順および施設の改善、さらには将来施設の設計改良に生かすことができることから、その重要性が認識されてきている。

商業用再処理を行っているイギリス、フランスではその施設の設計、許認可において、すでにPSAが適用されており^{1),2),3)}、ドイツでも廃棄物処分施設等の評価に適用されている⁴⁾との報告がある。また、IAEAでは、原子力施設のPSAに関する活動の一環として、核燃料サイクル施設のPSAのためのガイドラインの作成が進められており、このための技術委員会が平成4年9月にウィーンのIAEA本部で開催され、各国の核燃料サイクル施設のPSAの専門家が一堂に会して、技術的検討が行われた⁵⁾。動燃事業団もこの会合に参加し、本報で述べる再処理施設のPSAに係わる評価手法の開発・整備の現状について報告した。

動燃事業団では、「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、再処理施設の総合的なPSAを実施するための評価手法の開発・整備を目的として、以下に示す課題を設定し、昭和61年度から研究を進めている。

- ・信頼性データの収集・整備
- ・評価コードの開発・整備
- ・再処理モデルプラントへのPSA適用研究

2. 信頼性データの収集・整備

PSAでは施設の安全性を定量的に評価することから、機器故障率等の信頼性データは必要不可欠なものである。このため、原子炉施設ではPSAの有効性が評価されて以来、信頼性データの収集・整備が精力的に行われていた。これに対し、原子炉施設以外の核燃料サイクル施設については体系的にまとめられた公開資料がほとんど見当らず、また、核燃料サイクル施設が原子炉施設よりむしろ化学工業施設に近いことから、独自に化学工業等の一般産業分野を中心に公開文献データの収集・整備を行い、信頼性データベースを作成した。このデータベースは、図1に示す構造で、約120の機器に分類された約2300のデータが記録されている。さらに、この

フィールド	フィールド名	型	長さ	(解説)
1	機器分類	C文字型	20	機器分類の名称
2	機器名称	C文字型	20	機器名称の名称
3	型式	C文字型	20	型式
4	用途	C文字型	20	用途
5	規格	C文字型	20	規格
6	FAILMODE	C文字型	20	故障モード
7	故障率H I	C文字型	4	故障率の最大値等
8	故障率M I	C文字型	4	故障率
9	故障率L I	C文字型	5	故障率の最小値等
10	E 1	C文字型	3	故障率の指数部
11	単位1	C文字型	4	故障率の単位
12	修理時間H I	C文字型	4	修理時間の最大値等
13	修理時間M I	C文字型	4	修理時間
14	修理時間L I	C文字型	5	修理時間の最小値等
15	E 2	C文字型	3	修理時間の指数部
16	単位2	C文字型	4	修理時間の単位
17	文献番号	C文字型	6	文献番号
18	備考	C文字型	20	備考
19	PLANT	C文字型	10	適用分野の略号
20	R 1-4	C文字型	4	データの出典の略号
21	NOMINAL	C文字型	25	

図1 信頼性データベースの構造

データベースおよび原子炉施設を対象にIAEAが作成したデータベース⁶⁾からフォールトツリー解析(FTA)のためのデータが容易に作成できるようパソコンベースの信頼性データベース管理システムを開発した。

3. 評価コードの開発・整備

再処理施設等の核燃料サイクル施設は、非密封の放射性物質を移動させ、コントロールしつつその性状や形状を連続的に変化させ、その最終目的に合った状態にするための化学プラントである。再処理施設の安全上の特徴を原子炉施設と比べると、その潜在的エネルギーははるかに小さいものの、取り扱う放射性物質に液体や気体の占める割合が大きく、化学的性状が多岐にわたり、各工程に広がりをもって存在している。このため、再処理施設の安全評価で

想定される事象は、原子力施設固有の事象に加えて、化学プラントとしての事象も対象となるため、種類が多く、さらに、放射性物質を非密封で処理することから、閉じ込め機能の喪失も想定される事象となる。再処理施設のPSAにあたっては、各工程についてこれらの事象を工学的に解析するためのコードが必要になる。また、換気系の挙動が放射性物質の放出量に大きく影響することから、このための解析コードが必要となる。なお、発生確率解析については、原子炉施設と同様フォールトツリーやイベントツリーにより評価が行われる。このため、本研究では、海外の再処理施設のPSA研究⁷⁾等を参考とし、評価手法を図2に示すように体系化し、評価コードの開発・整備を行っている。これまでに、換気系評価コードとして放出ツリーを用いる解析コードSTAR⁸⁾およびRIDO⁹⁾、システム解析コードとしてフォールトツリー解析コードFTL¹⁰⁾、事象解析コードとして火災解析コードFIRAC¹¹⁾等の導入・整備を実施した。さらに、これらのコードを次に述べる再処理モデルプラントのPSAに用いて、その適用性の検討を行っている。

4. 再処理モデルプラントへのPSA適用研究

本研究では、再処理施設のPSAを念頭において整備している各種データおよび評価手法、評価コードの適用性、課題等を検討するため、再処理モデルプラントを設定しPSA手法の適用研究を実施している。ここでは、適用研究での評価手順を、溶解工程を対象とした試解析¹²⁾を例として紹介する。

システムモデルの作成：試解析の対象とした溶解工程のフローシートを図3に示す。このフローシ-

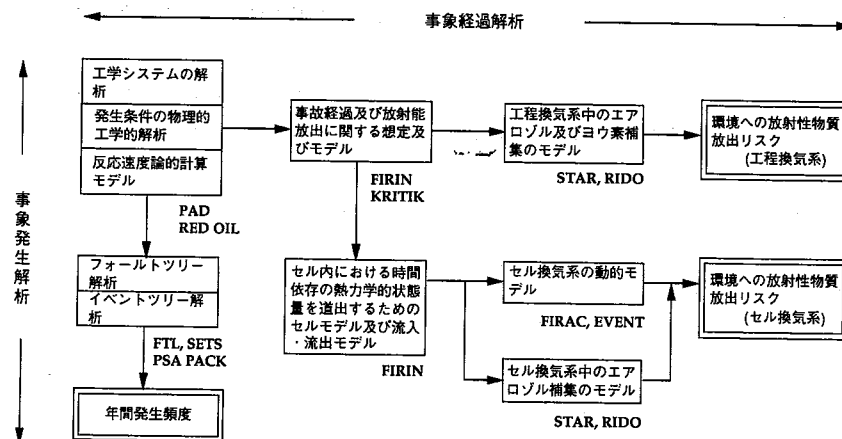


図2 再処理施設PSA適用研究における評価コード体系

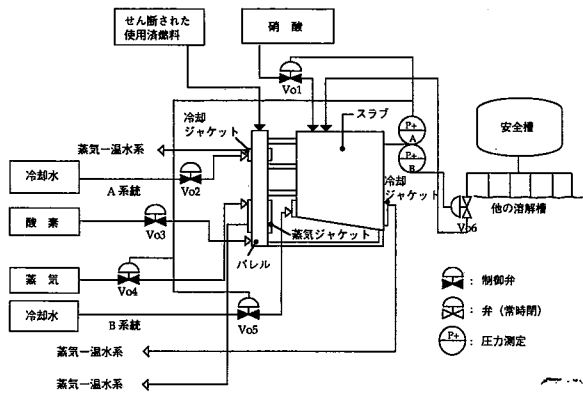


図3 溶解工程のフローシート

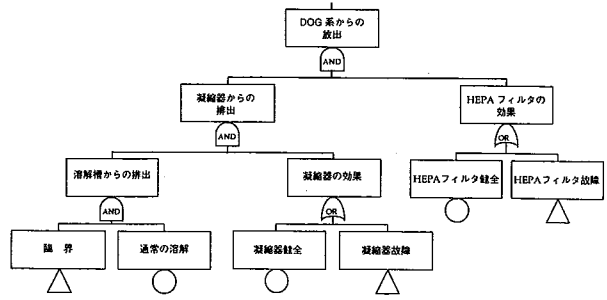


図5 溶解オフガス工程の放出ツリー (一部)

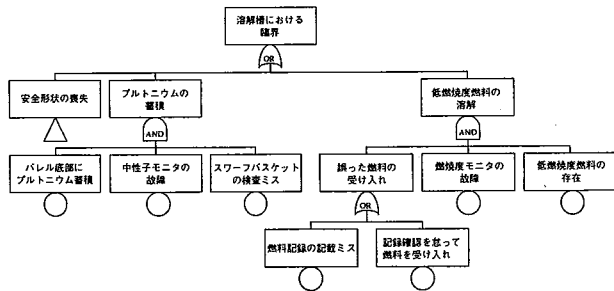


図4 溶解槽における臨界のフォールトツリー (一部)

トは、東海再処理工場(TRP)の設計等を反映でき、かつ商業プラントへの適用も可能となるように設定した中規模モデルプラント (TRPの約3倍の処理能力) のものである。

事故発生確率の定量化：溶解工程を対象とした試解析では、事故発生シナリオの検討、起因事象の検討を行い、事故事象として溶解槽の臨界を想定し、

これを頂上事象として、図4に示すようなフォールトツリーを作成し、解析を行っている。フォールトツリーの作成にあたっては、バスケット装荷の検知システム、未溶解プルトニウム検知のための中性子検出器等の臨界安全上の対策がなされているものとしている。

放射性物質放出リスクの算出：放射性物質放出リスクは、溶解オフガス工程のフローシートに基づき、洗浄塔、HEPAフィルタ等の各バリアについて健全状態および故障状態の2つのモードを想定し、図5に示すような放出ツリーを作成して、算出する。この放出ツリーを用いた手法では、放射性物質放出リスクとして、各バリアのモードの組み合わせに対応する放射性物質放出量およびその年間発生頻度が同時に得られる。この計算値を用いて、PSAの結果として図6に示すようなファーマーダイアグラム等を作成する。なお、図6は評価コードの適用性を検討するための試解析の結果であり、使用したデータ等の信頼性の検討はしていないので、その結果自体には少なからぬ不確定性を含んだものとなっ

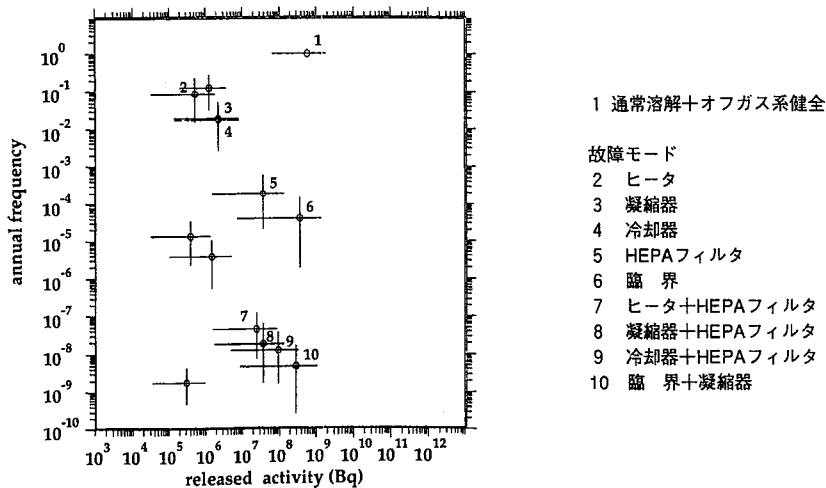


図6 溶解工程からの放射性エアロゾル放出のファーマーダイアグラム

ている。

本研究では、上記の手順によりこれまでに再処理の代表的な工程である分離精製工程およびプルトニウム精製・濃縮工程について試解析を行い、これまでに整備した評価コード、信頼性データ等の適用性等について検討を行っている。

5. 今後の進め方

以上のように、これら一連の評価により、これまでに整備した評価手法、評価データの適用性が確認されたが、得られた評価結果としては前述のように少なからぬ不確定性を含んだものとなっている。このため、本研究をさらに進めるにあたっては、不確定性の幅を縮める努力、評価コードならびに使用データの信頼性を上げる努力が必要であると考えている。今後は、評価結果に大きく寄与する要因を明らかにし、これに関連するデータ整備・充実を進めるとともに、評価コードの詳細化および高度化を進めていく。さらに、必要に応じて実験等も実施し、関連事象の解明、評価手法の整備を進めていく計画である。

参考文献

- 1) E.Morris, "Assessment of PSA Studies for Fuel Cycle Facilities with a Large Inventory of Radioactive Material in the United Kingdom," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 2) G.T.Sheppard, et al., "The Safety Case for the Thermal Oxide Reprocessing Plant at Sellafield," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 3) J.P.Mercier, et al., "Application of Probabilistic Approach to UP3-A Reprocessing Plant," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 4) H.J.Wingender, et al., "PSA for Nuclear Fuel Cycle Installations State of Development and Experience in the FRG," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 5) "Use of Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Installations with Large Inventory of Radioactive Material," IAEA, Vienna, to be published.
- 6) IAEA-TECDOC-478, Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment (1988).
- 7) E.Hörmann, et al., "Sicherheitsanalyse von Prozeßschritten der Wiederaufarbeitung," Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung Abschlussbericht Fachband 2 (1985).
- 8) R.Leicht, "STAR-Quasi Stationary Release Risk Evaluation," NUKEM (1988).
- 9) R.Storck, "Eine Methode zur probabilistischen Risikoanalyse unter Verwendung dynamischer Freisetzungsmodelle," Ph.D.thesis, TU Berlin (1979).
- 10) R.Leicht, "FTL-Fault Tree Code (Version 2.60)," NUKEM (1991).
- 11) NUREG/CR-4561, "FIRAC User's Manual: A Computer code to Simulate Fire Accidents in Nuclear Facilities," (1986).
- 12) I.Nojiri, et al., "PSA Application Study for the Dissolution Process of a Model Reprocessing Plant," Proc. of CSNI Specialist Meeting on Safety and Risk Assessment in Fuel Cycle Facilities (1991).