

# 5-1 原子力施設のリスク情報の活用を目指して

## — ソースタームの不確かさ評価手法の整備 —

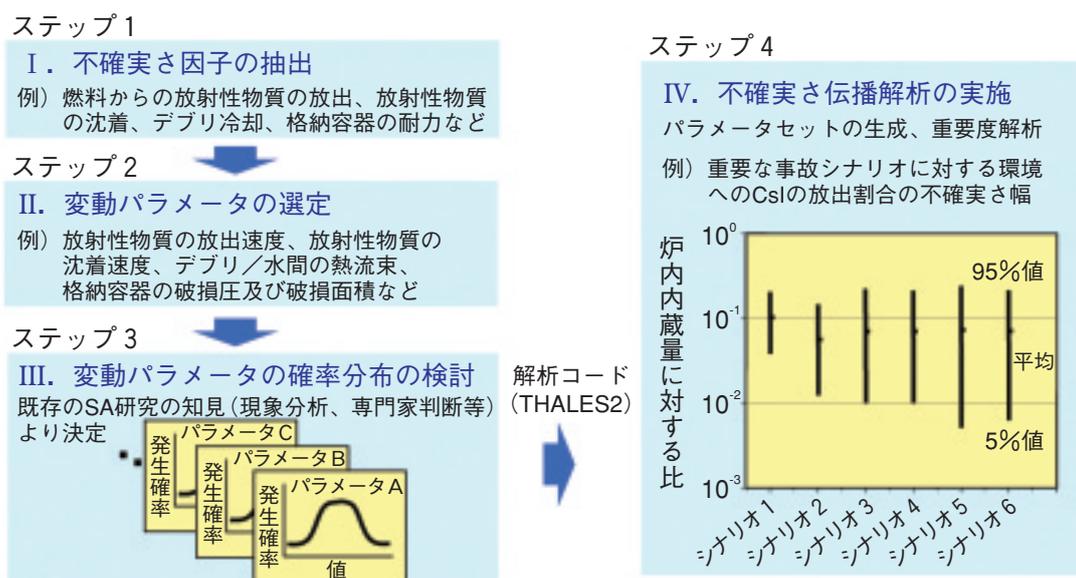


図5-3 軽水炉プラントに対するソースタームの不確かさ評価手順と評価例

ソースタームの不確かさ評価手順は、四つのステップからなります。本手順では、現象分析やプラント内における放射性物質の移行挙動の分析から、I. ソースターム評価結果に重要な影響を及ぼす可能性のある因子（不確かさ因子）を抽出し、次にII. 各因子のパラメータを表現できる代表的なパラメータ（変動パラメータ）を選定します。そして、III. 現象分析や専門家判断など既存の知見から変動パラメータの確率分布を検討して、IV. モンテカルロ法による不確かさ伝播解析を実施することにより、パラメータの不確かさに起因するソースタームに伝播する不確かさを評価します。

近年、原子力発電所の安全規制及びリスク管理の分野では、確率論的安全評価（PSA）によって得られるリスク情報の活用が急速に進みつつあり、それに伴いPSAの品質の確保が重要な課題となっています。そのため、日本原子力学会の標準委員会において実施基準の作成が進められています。原子力発電所のリスク評価の結果を達成すべきリスク抑制水準を示す安全目標と比較する場合など、評価結果の不確かさの情報は重要です。PSAの定量的結果のうち、公衆のリスクの評価に必要となるソースターム、すなわち、放射性物質の環境へ放出されるタイミングと環境への放出量に関する不確かさの評価は、軽水炉の熱水力的挙動及び放射性物質の移行挙動を模擬する解析コードを用いて行いますが、現象が複雑で長時間の計算が必要なため、その評価手順は確立されていませんでした。そこで、シビアアクシデント解析コードTHALES2を用いたソースタームの不確かさ評価手順を構築し、それを国内代表プラントの一つであるMark-II格納容器型BWRプラントの評価に適用しました。

構築した手順は、図5-3に示すように「不確かさ因子の抽出」「変動パラメータの選定」「変動パラメータの確率分布の検討」「不確かさ伝播解析の実施」という四つのステップからなります。特に、「不確かさ因子の抽出」では、軽水炉発電所シビアアクシデント時の事故進展を四

つの段階に分割し、系統的に重要因子の抽出を行っています。また、「変動パラメータの確率分布の検討」では、既往のシビアアクシデント研究の知見や専門家判断を調査し反映することが評価結果の信頼性を高める上で重要と考え、最新知見との整合性や対象プラントへの適用性などデータの信頼度に基づき設定する方法について検討しました。

構築した実施手順に従い、発生頻度の観点から支配的な格納容器が過圧破損に至る6個の事故シナリオを対象に、ソースタームの不確かさ伝播解析を実施し、事故シナリオごとに放射性物質の環境への放出開始時刻及び環境への放出量の不確かさの幅や不確かさに寄与するパラメータなどの情報を得ました。図5-3には得られた結果の例として、主要な事故シナリオに対する環境へのヨウ化セシウム（CsI）の放出量の不確かさ幅を示しています。評価結果は、サンプリング数に対応した数の結果が累積確率分布形式で得られますが、それを5%値、95%値、平均値で代表させたものを最終的な結果としています。放出の平均値は、初期炉内内蔵量に対し10%程度であり、1～2桁程度の不確かさ幅を持つことが明らかになりました。これにより、本手順の有用性が確認されました。また、本手順は、前述の日本原子力学会の標準のうちレベル2 PSAに関する実施基準に反映されました。

### ●参考文献

石川淳ほか, 軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確かさ評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.4, 2006, p.305-315.