

加圧水型原子炉に対するレベル1 PSAの不確実さの収束性と 不確実さに寄与する重要要因の解析

Analysis of Convergence of Uncertainty and Important Factors Affecting Uncertainty in Level 1 PSA for Pressurized Water Reactors

嶋田 善夫 (Yoshio Shimada)*

要約 Surry 1号機と国内4ループPWRプラントに対し、レベル1 PSAモデルを使用し、不確実さ解析を実施する条件、すなわちミニマルカットセット数、サンプリング手法、サンプリング数、ランダムシードを変えた場合に炉心損傷頻度 (CDF) の平均値がどのような収束を示すのかを解析した。その結果、ラテンハイパーキューブサンプリング (LHS) の収束効率のよさ、ミニマルカットセット数と平均炉心損傷頻度および標準偏差との関係、収束の判定を容易にする方法を明らかにした。さらに、確率変数 (基事象) の数と炉心損傷頻度の平均値が収束するために必要なサンプリング数との関係を求めた。

次に、不確実さに寄与する重要因子の解析を行った。これは不確実さ解析を実施して得られる炉心損傷頻度の信頼区間の幅を大きくする要因の順位付けを行うものである。その結果、起因事象、特に冷却材喪失事故が不確実さの重要な寄与要因であることが分かった。

最後に、世界の原子力発電所の運転経験データから推定される炉心損傷頻度の95%信頼区間を、(1)米国108基と国内51基の個別原子力発電所の炉心損傷頻度平均値、および(2)本研究で使用した米国および国内PWRプラントの炉心損傷頻度の95%信頼区間と比較した。その結果、米国のPWRとBWRプラントの炉心損傷頻度評価結果は、世界の原子力発電所 (PWRとBWR) の運転経験データから推定される炉心損傷頻度の信頼区間の間にほぼ含まれるが、国内のプラントに対する評価結果はそれよりも小さい値であることが明らかとなった。

キーワード 加圧水型原子炉, 確率論的安全評価, 炉心損傷頻度, 不確実さ解析, 不確実さ重要度, バーンバウム重要度

Abstract We analyzed how the convergence of mean core damage frequency (CDF) depends on the number of minimal cut sets, the sampling method and the random seed, using level 1 PSA models for Surry 1 and a Japanese 4 loop PWR plant. As a result, the followings were clarified: the good convergence efficiency of the latin hypercube sampling (LHS), the relationship between number of minimal cut sets and mean CDF, as well as the standard deviation and the easy method of judgment for mean CDF convergence. In addition, it was seen that the relationship between the number of probability variables (i.e. the number of basic events) and the number of samplings needed to converge for mean CDF.

Analysis of important factors affecting uncertainty was also performed. As a result, it was found that the initiating events (especially loss of coolant accidents) were the dominant important factors.

Finally, comparisons were made for the 95% confidence interval of the calculated results from the operating experience of the worldwide nuclear power plants with (1) the mean core damage frequency by PSA for 108 US plants and 51 Japanese plants and (2) the 95% confidence interval of the US and the Japanese Plant PSA model used in this research. As a result, it was clarified that the the mean core damage frequency of almost all US pressurized and boiling light water reactors in the US was in the 90% confidence interval calculated from the operating experience of the nuclear power plants (PWRs & BWRs) in the world, but that of those reactors in Japan was smaller than that level.

Keywords pressurized water reactor, probabilistic safety assessment, core damage frequency, uncertainty analysis, uncertainty importance measure, Birnbaum importance

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. はじめに

確率論的安全評価 (PSA) においては、不確実さ解析⁽¹⁾を実施し炉心損傷頻度の信頼区間や平均値、中央値を計算すること、および不確実さ重要度解析⁽¹⁾を実施し、不確実さに寄与する重要要因を把握しておくことが重要である。

不確実さ解析により得られるこれらの値は、モデルおよびプラントの差異、ミニマルカットセット数、サンプリング数等の変化に対し敏感である。従って、これらの計算結果が十分に収束していることを確認する必要があるが、米国および国内のPSA報告書を調査した範囲では、不確実さ解析の結果は示されているが、1つの報告書⁽²⁾で簡単に述べられていることを除いて、その感度解析の過程までは記載されていない^{(3)~(9)}。これに加えて、米国NRCでは、炉心損傷頻度の点推定値ではなく平均値を意思決定の指標に使用している^{(10)~(15)}。これらの状況をふまえて、米国とわが国の特定のプラントに対するPSAモデルを使用し、不確実さ解析の計算結果に影響を及ぼすいくつかの要因に対して感度解析を実施したので、その方法と結果を示す。これらの計算結果から、確率変数 (基事象) の数と炉心損傷頻度の平均値が収束するために必要なサンプリング数との関係が得られた。

米国プラントのレベル1 PSA報告書⁽¹⁶⁾には不確実さ重要度解析の結果が示されているが、国内プラントについてはその結果が示された報告は認められなかった。そこで米国、国内プラントの不確実さ重要度解析を実施し、それらに共通、あるいは特有の不確実さ重要要因が何かということを明らかにした。

最後に、世界の原子力発電所の運転経験データから推定される炉心損傷頻度と過去に実施された確率論的安全評価の比較を試みた。

2. 本研究で使用した確率論的安全評価モデルとソフトウェア

本研究では、米国Surry 1号機⁽¹⁶⁾と国内4ループPWRプラントのPSAモデルを使用した。PSAの計算手法としては、フォールトツリーリンク法とバウンダリコンディション法の2種類があるが⁽¹⁷⁾、本研究ではフォールトツリーリンク法を用いた。また、同種機器かつ同一故障モードの基事象は、相関を考慮した⁽¹⁸⁾。

米国Surry 1号機のPSAは、起回事象として、①大破断冷却材喪失事故、②中破断冷却材喪失事故、③小破断冷却材喪失事故、④極小破断冷却材喪失事故、⑤外部電源喪失事故、⑥全交流電源喪失事故、⑦直流電源喪失、⑧主給水喪失事故、⑨タービントリップ (主給水使用可能)、⑩蒸気発生器伝熱管破断事故、⑪余熱除去系隔離弁冷却材喪失事故、⑫スクラム不能過渡事象の12事象を含む。事故シーケンス数、フォールトツリー数、基事象数はそれぞれ589、104、997である。

国内4ループPWRプラントのPSAは、起回事象として、①大破断冷却材喪失事故、②中破断冷却材喪失事故、③小破断冷却材喪失事故、④外部電源喪失事故、⑤主給水喪失事故、⑥2次冷却系の破断事故、⑦過渡事象、⑧蒸気発生器伝熱管破断事故、⑨補機冷却水の喪失、⑩手動停止、⑪余熱除去系冷却材喪失事故、⑫スクラム不能過渡事象の12事象を含む。事故シーケンス数、フォールトツリー数、基事象数は、それぞれ431、115、3,344である。

なお両プラントの起回事象は、いくつか異なるが、主要なリスク要因となる起回事象については、ほぼ同一である。

PSA用ソフトウェアは米国原子力規制委員会がアイダホ国立工学環境研究所 (INEEL) に委託して開発したSAPHIRE⁽¹⁹⁾を使用した。

3. 不確実さ解析における収束

この章では、米国とわが国の個別プラントPSAモデルを使用し、不確実さ解析の結果に影響を及ぼすいくつかの要因に対して感度解析を実施したので、その方法と結果を示す。それぞれのPSAモデルに対してミニマルカットセット数はSurry 1号機と国内4ループPWRプラントそれぞれ4種類と3種類 (点推定値はいずれも有効数字2桁で収束している)、サンプリング手法はモンテカルロサンプリング (MCS)⁽²⁰⁾とラテンハイパーキューブサンプリング (LHS)⁽²⁰⁾の2種類、サンプリング数は99,999回 (SAPHIREの限界)、ランダムシードは3種類について変化させた場合に炉心損傷頻度の平均値がどのように収束していくかを評価した。また、収束の判定はランダムシードのみの条件を3種類変えて、そのいずれの炉心損傷頻度平均値も有効数字2桁目がほぼ一致する点を収束と判定した。(具体的には例えば、4.6E-5から4.7E-5の間に収まるという意味。)

不確かさ解析のサンプリング回数と平均炉心損傷頻度の関係の例として示したものが、図1、図2、図3である。図1は横軸にサンプリング回数、縦軸に平均炉心損傷頻度（/炉年）をとり、Surry 1号機のPSAモデルを使用して、図1の下に記載した条件のもとに、ランダムシードを3種類変えてプロットした。図2は国内4ループプラントのPSAモデルに対するものである。図3はサンプリング方式をMCSとしたが、それ以外の条件は図1と全く同じである。図1と図2はそれぞれサンプリング回数55,000回、80,000回で収束したものと判定した。図3は99,999回（SAPHIREの限界）以内で、本研究において設定した収束条件を満たさなかった。表1はプラントと解析条件ごとの炉心損傷頻度平均値、標準偏差、収束に必要なサンプル数の概数を示している。

また、このような計算で得られた確率変数（基事象）の数と炉心損傷頻度の平均値が収束するために必要なサンプリング数との関係を図4に示した。なおサンプリング数が99,999回（SAPHIRE）の限界を越える場合は、グラフを直線で延長し、収束に必要なサンプリング数を求めた。この図の縦軸は収束に必要なサンプリング回数、横軸は確率変数（基事象）の数である。ここで、確率変数（基事象）の数について説明する。PSAモデルに含まれる基事象の個数は一定数であるが、ある打ち切りレベルで炉心損傷頻度を与えるミニマルカットセットを抽出した時にそのミニマルカットセットの数は打ち切りレベルによって変化し、そのミニマルカットセットの中に含まれる

基事象の数も変化する。従って、もともとPSAモデルに含まれる基事象の数と区別する必要があるために確率変数（基事象）の数としている。

その結果、以下のようなことがわかった。

- (1) 単調関数で表わされるモデルの場合はLHSの収束がMCSより早いとされており⁽²⁾、本研究においても、LHSの効率のよさが確認できた。しかし、LHSを使用した場合でも国内4ループPWRプラントモデルでは、SAPHIREのサンプリング限界内で今回設定した収束条件を満たすことができなかった。
- (2) Surry 1のモデルでは、ミニマルカットセット数が多いほど収束が遅いという関係が見られた。国内4ループPWRプラントモデルでは、ミニマルカットセット数が増加すると、炉心損傷頻度の平均値および標準偏差も増加するという関係が見られた。
- (3) 収束した結果が得られているかどうかの判定は難しいが、本研究で実施したようにランダムシードの条件のみいくつか変更してサンプリング数と平均炉心損傷頻度の関係をグラフにしてトレンドを見ると判定が比較的容易となる。
- (4) 確率変数（基事象数）と炉心損傷頻度の平均値が収束するために必要なサンプリング数との関係をグラフに示すことにより明らかにしたので、収束するのに必要なサンプリング数が未知のPSAモデルについても、必要なサンプリング数が予想できるため、正確な炉心損傷頻度の平均値、中央値、信頼区間を得ることができる。

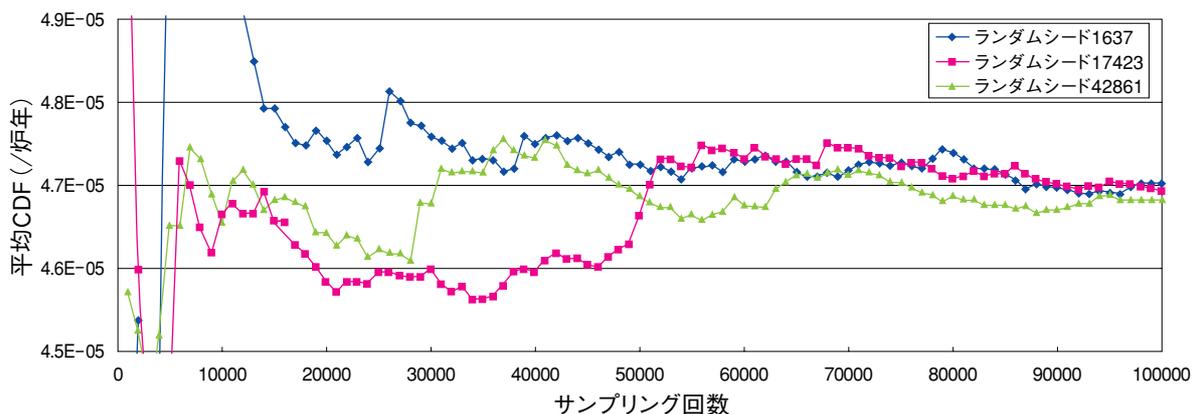


図1 不確かさ解析のサンプリング回数と平均炉心損傷頻度の関係
(プラントSurry 1, サンプリング方式LHS; 炉心損傷頻度の点推定値 $3.5E-5$ (/炉年), ミニマルカットセット数62,428個, 基事象997個, 確率変数551個, 基事象の相関を考慮)

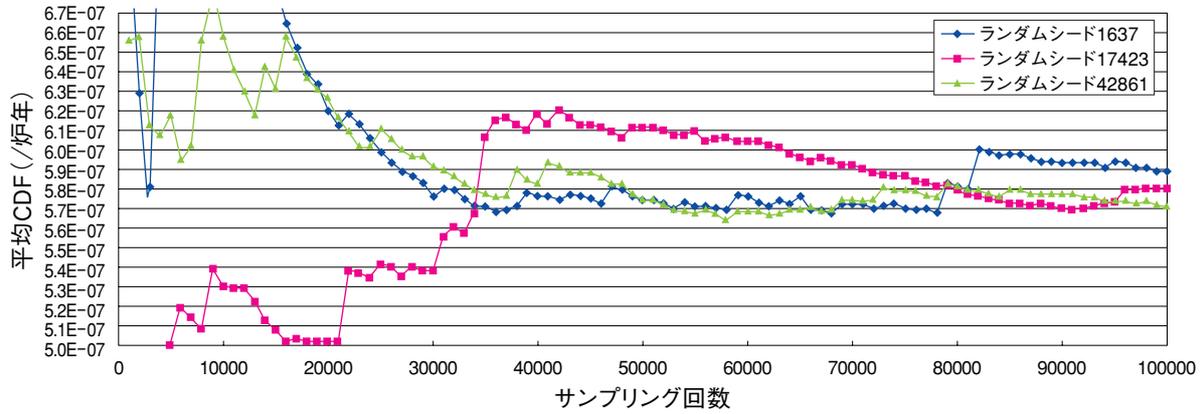


図2 不確かさ解析のサンプリング回数と平均炉心損傷頻度の関係
 (国内4ループPWRプラント, サンプリング方式LHS; 炉心損傷頻度の点推定値 $3.9E-7$ (/炉年),
 ミニマルカットセット数42,877個, 基事象3,345個, 確率変数1,101個, 基事象の相関を考慮)

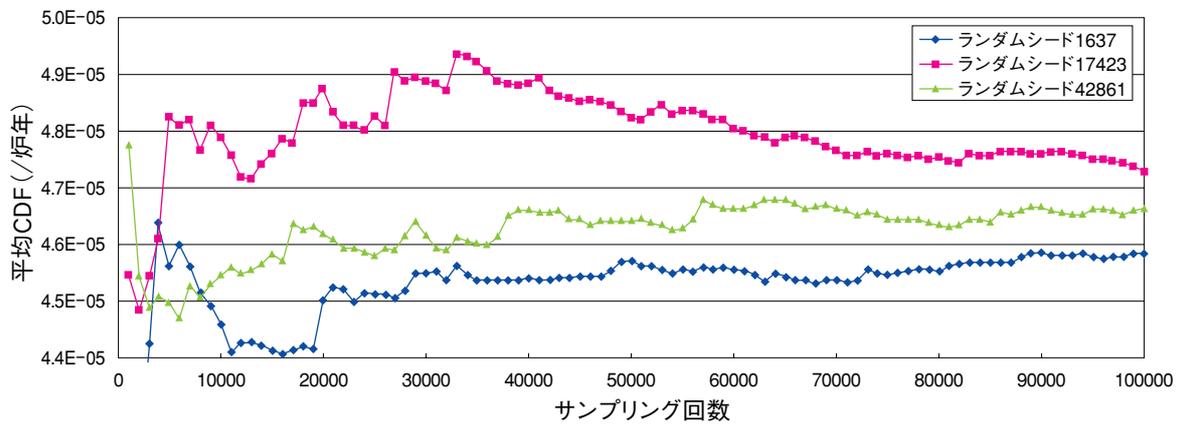


図3 不確かさ解析のサンプリング回数と平均炉心損傷頻度の関係
 (プラントSurry 1, サンプリング方式MCS; 炉心損傷頻度の点推定値 $3.5E-5$ (/炉年), ミニマル
 カットセット数62,428個, 基事象997個, 確率変数551個, 基事象の相関を考慮)

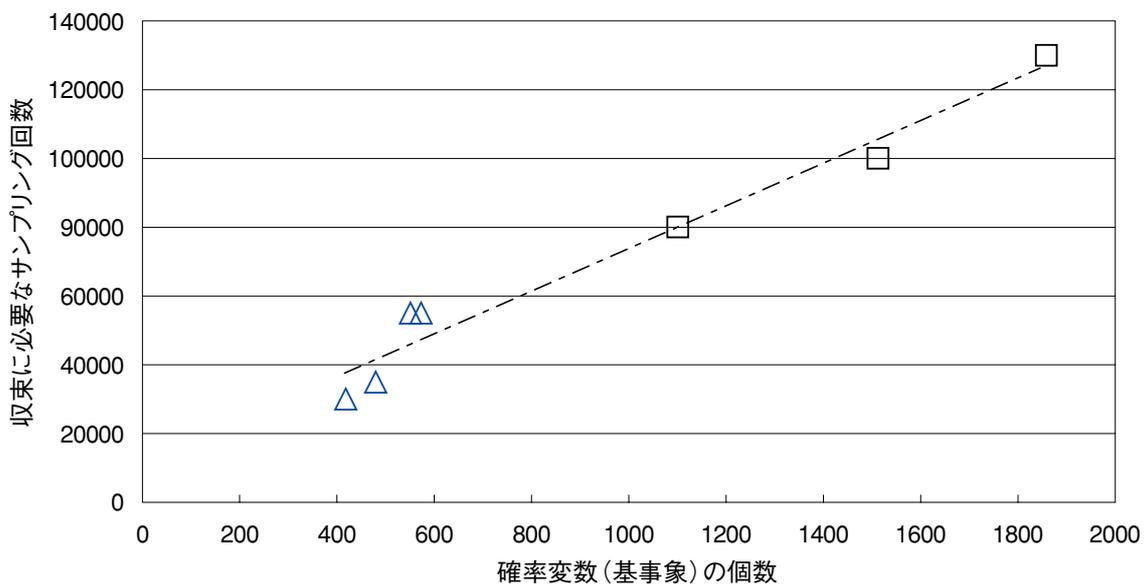


図4 確率変数の個数と炉心損傷頻度の平均値が収束するために必要なサンプリング回数の関係
 (サンプリング方式はLHS, 3角の点はSurry 1, 4角の点は国内4ループPWR)

表1 プラントと解析条件ごとの炉心損傷頻度平均値，標準偏差，収束に必要なサンプル数の概数
(サンプリング方法LHS，基事象間に相関を考慮したモデル，注意：国内4ループPWRプラント
モデルではSAPHIREのサンプリング数限界内において本研究で設定した収束条件を満たさな
かったため参考情報としてサンプリング回数99,999回のデータを記載した。)

	Surry 1 レベル 1 PSAモデル				国内4ループレベル 1 PSAモデル			
ミニマルカット セット数	10,456	10,456	62,428	62,428	188,538	188,538	676,498	676,498
ランダムシート	17,423	42,861	17,423	42,861	17,423	42,861	17,423	42,861
CDF平均値(/炉年)	4.6E-05	4.6E-05	4.6E-05	4.7E-05	6.6E-07	6.3E-07	7.1E-07	7.5E-07
標準偏差	1.5E-04	1.5E-04	1.6E-04	1.6E-04	1.5E-06	1.2E-06	2.0E-06	2.9E-06
収束に必要な サンプルの数	約25,000	約25,000	約55,000	約55,000	99,999	99,999	99,999	99,999
CDF点推定値(/炉年)	3.4E-05	3.4E-05	3.5E-05	3.5E-05	3.9E-07	3.9E-07	3.9E-07	3.9E-07

4. 不確実さに寄与する重要因子の解析

各基事象の不確実さ重要度は，基事象Aのバーンバウム重要度⁽²⁾と基事象Aの標準偏差の積により計算した。なお基事象Aのバーンバウム重要度とは，基事象Aの確率を1とおいた時の炉心損傷頻度から基事象Aの確率を0とおいた時の炉心損傷頻度を引いた値である。

表2は，プラント毎に不確実さ重要度の高い順に，各基事象の内容，故障確率，炉心損傷寄与（割合），バーンバウム重要度，標準偏差，不確実さ重要度を示している。この表から次のことが分かる。

- (1) プラントについて共通して，起因事象が不確実さの重要な要因となっており，特に冷却材喪失事故が各プラントに共通の重要要因である。また，基事象では“加圧器逃がし弁の再開止失敗”が各プラントに共通の重要要因となっている。さらに，蒸気発生器伝熱管破断事故に関連するヒューマンエラーの基事象として“補助給水系破損側蒸気発生器手動隔離失敗”と“蒸気発生器伝熱管破断事故からの復旧中に運転員が一次冷却材の減圧失敗”が共通の重要要因となっている。
- (2) 固有のプラントについて，不確実さの重要要因は，それぞれのプラントの主要なリスク要因と一致する。Surry 1号機では，外部電源喪失事故が炉心損

傷頻度全体の60%を占めており，それに関係する“外部電源復旧失敗”，“非常用ディーゼル発電機起動/継続運転失敗”などが不確実さの重要要因となった。国内4ループPWRプラントでは冷却材喪失事故が炉心損傷頻度全体の76%を占めており，それに関連する“再循環サンプ出口弁開失敗”，“安全注入信号手動投入失敗”などが不確実さの重要要因となった。これは，外部電源喪失事故と冷却材喪失事故に関連する基事象のバーンバウム重要度が相対的に大きくなるためである。

- (3) したがってPSAの評価精度を向上させるためには，不確実さの重要要因として抽出された因子に関連した運転データの蓄積が効果的である。

表2 国内4ループPWRプラントとSurry 1の不確かさ重要度解析の結果

順位	基事象の内容	故障確率	炉心損傷寄与 (割合%)	バーンバウム 重要度	標準偏差	不確かさ 重要度
国内4ループPWRプラント(炉心損傷頻度:3.9E-7/炉年, 寄与割合は基事象相互にダブルカウントがあるため100%を超える)						
1	再循環サンプ出口側 電動弁A, B開失敗 共通原因故障	3.5E-04	1.2E-7(32)	3.6E-04	1.1E-03	3.8E-07
2	小破断冷却材喪失事故(起回事象)	3.4E-04	1.3E-7(33)	3.8E-04	7.0E-04	2.7E-07
3	大破断冷却材喪失事故(起回事象)	3.4E-05	9.1E-8(23)	2.7E-03	7.3E-05	2.0E-07
4	中破断冷却材喪失事故(起回事象)	1.1E-04	7.7E-8(20)	7.0E-04	2.4E-04	1.7E-07
5	補機冷却水の喪失(起回事象)	3.4E-04	2.8E-8(7)	8.2E-05	7.5E-04	6.2E-08
6	補助給水系破損側SG 手動隔離失敗	3.0E-03	2.0E-7(5)	6.6E-06	7.9E-03	5.2E-08
7	再循環サンプ出口側 電動弁A開失敗	4.0E-03	2.3E-8(6)	5.8E-06	8.5E-03	5.0E-08
8	2次冷却系の破断(起回事象)	6.8E-04	2.1E-8(5)	3.1E-05	1.5E-03	4.7E-08
9	安全注入信号運転員による 手動投入失敗	1.0E-01	3.6E-8(9)	3.6E-07	1.3E-01	4.6E-08
10	注入時海水系冷却器B 出口電動弁B 開失敗	4.0E-03	2.0E-8(5)	4.9E-06	8.3E-03	4.1E-08
11	RWSP残水注入継続による高、低圧再循環 バックアップ 操作失敗	6.2E-01	1.0E-7(25)	1.6E-07	2.4E-01	3.8E-08
12	低圧注入系電動弁ミニフロー弁A, B閉失敗共通原因故障	3.5E-04	1.3E-8(3)	3.7E-05	9.8E-04	3.6E-08
13	原子炉保護系UV カード故障共通原因故障	8.1E-06	4.0E-9(1)	4.9E-04	5.6E-05	2.8E-08
14	低圧注入系低圧注入 ポンプAB制御回路作動 失敗共通原因 故障	2.1E-04	7.8E-9(2)	3.7E-05	5.8E-04	2.2E-08
15	再循環サンプ出口側 電動弁B開失敗	4.0E-03	3.9E-7(3)	2.5E-06	8.5E-03	2.1E-08
16	蒸気発生器伝熱管破損(起回事象)	7.1E-03	2.6E-8(7)	3.7E-06	5.1E-03	1.9E-08
17	低圧注入ミニフロー電動弁制御回路 共通原因故障による 閉失敗	1.2E-04	4.6E-9(1)	3.7E-05	4.8E-04	1.8E-08
18	加圧器逃がし弁 A再閉止失敗	1.0E-03	8.5E-9(2)	8.4E-06	2.1E-03	1.8E-08
19	加圧器逃がし弁 B再閉止失敗	1.0E-03	8.5E-9(2)	8.4E-06	2.1E-03	1.8E-08
20	主蒸気管浸水による 配管破損(ウォーターハンマー)	1.0E-02	7.4E-9(2)	7.4E-07	2.4E-02	1.7E-08
Surry 1(炉心損傷頻度:3.5E-5/炉年, 寄与割合は基事象相互にダブルカウントがあるため100%を超える)						
1	外部電源喪失(起回事象)	7.7E-02	2.1E-5(60)	2.7E-04	5.7E-02	1.6E-05
2	外部電源喪失後7時間以内に交流電源復旧失敗	5.0E-02	8.1E-6(24)	1.6E-04	8.4E-02	1.4E-05
3	No.1 非常用ディーゼル発電機6時間継続運転失敗	1.2E-02	4.3E-6(13)	3.6E-04	2.4E-02	8.8E-06
4	中破断冷却材喪失事故(起回事象)	1.0E-03	3.4E-6(10)	3.4E-03	2.6E-03	8.7E-06
5	大破断冷却材喪失事故(起回事象)	5.0E-04	2.1E-6(6)	4.3E-03	1.5E-03	6.2E-06
6	No.1 非常用ディーゼル発電機起動失敗	2.2E-02	7.8E-6(23)	3.6E-04	1.6E-02	5.8E-06
7	外部電源喪失後216分以内に交流電源復旧失敗	1.4E-01	5.2E-6(15)	3.8E-05	1.5E-01	5.7E-06
8	No.3 非常用ディーゼル発電機6時間継続運転失敗	1.2E-02	2.2E-6(7)	1.9E-04	2.4E-02	4.6E-06
9	No.2 非常用ディーゼル発電機6時間継続運転失敗	1.2E-02	2.2E-6(6)	1.9E-04	2.4E-02	4.5E-06
10	非常用ディーゼル発電機共通原因故障により3台同時起動 失敗	4.0E-04	3.3E-6(10)	8.3E-03	4.1E-04	3.4E-06
11	逆止弁CV27 CV58 CV89から検知出来ない漏えい	1.0E-04	6.6E-7(2)	6.7E-03	4.7E-04	3.2E-06
12	No.1 非常用ディーゼル発電機試験保守	6.0E-03	1.5E-6(4)	2.5E-04	1.2E-02	3.0E-06
13	No.3 非常用ディーゼル発電機起動失敗	2.2E-02	4.1E-6(12)	1.9E-04	1.6E-02	3.0E-06
14	No.2 非常用ディーゼル発電機起動失敗	2.2E-02	4.0E-6(12)	1.8E-04	1.6E-02	3.0E-06
15	原子炉保護系故障による原子炉トリップ失敗	6.0E-05	2.4E-6(7)	4.1E-02	7.2E-05	2.9E-06
16	蒸気発生器伝熱管破断事故からの復旧中に運転員が 一次冷却材の減圧失敗	1.4E-02	1.4E-6(4)	9.7E-05	2.9E-02	2.8E-06
17	No.1 非常用ディーゼル発電機遮断器15H3 投入失敗	3.0E-03	1.2E-6(4)	4.1E-04	6.7E-03	2.8E-06
18	運転員が6時間以内にA非常用ディーゼル発電機故障の 復旧に失敗	6.0E-01	5.0E-6(17)	1.0E-05	2.7E-01	2.7E-06
19	全交流電源喪失中に運転員がRCPシール冷却の確保に失敗	1.3E-01	2.9E-6(8)	2.3E-05	1.1E-01	2.6E-06
20	加圧器逃がし弁1456再閉止失敗	3.0E-02	1.3E-6(4)	4.4E-05	5.8E-02	2.6E-06
21	加圧器逃がし弁1455C再閉止失敗	3.0E-02	1.3E-6(4)	4.4E-05	5.8E-02	2.5E-06

5. 運転経験データと確率論的安全評価結果の比較

世界の原子力発電所の運転経験は、2000年12月31日現在、運転中の原子炉と閉鎖原子炉は、それぞれ430基、79基であり、全ての炉型を合計した総運転経験年数は9,455炉年となっている⁽²²⁾。また、加圧水型軽水炉（PWR）と沸騰水型軽水炉（BWR）を合計した総運転経験は、2000年12月31日現在、運転中の原子炉と閉鎖原子炉は、それぞれ345基、41基であり、2つの炉型を合計した総運転経験年数は7,025炉年となっている⁽²²⁾。炉心損傷事故は、1979年に発生した米国ペンシルバニア州に設置されているスリー・マイル・アイランド原子力発電所2号炉（B&W社の加圧水型軽水炉）および1986年に発生したロシアのチェルノブイル原子力発電所4号機（黒鉛減速軽水沸騰冷却型-RBMK型）である。これらのデータから炉心損傷頻度の信頼区間（5%下限値、95%上限値）を推定した。

炉心損傷頻度の分布が指数分布に従うならば、運転経験データから炉心損傷頻度の上限値と下限値は、下式により計算できる⁽²³⁾。これは機器故障率の一定個数打ち切り方式で上限値と下限値を推定する式と同じである。炉心損傷事故が発生した場合はそこでプラントの使用が打ち切りとなることから、この一定個数打ち切り方式で計算した。

$$95\% \text{ 上限値の式 ; } \lambda_U = \frac{\chi^2(2r, \frac{\alpha}{2})}{2T}$$

$$5\% \text{ 下限値の式 ; } \lambda_L = \frac{\chi^2(2r, 1 - \frac{\alpha}{2})}{2T}$$

r ; 炉心損傷事故件数

T ; 原子力発電所の延べ運転炉年

$\chi^2(2r, \alpha)$; 自由度 $2r$ の χ^2 分布の上側累積率 $100 \times \alpha\%$ を与える点

$1-\alpha$; 信頼係数(本評価では、95%の信頼区間とするため $\alpha=0.1$)

PWRsとBWRsを合計した運転経験データから、SAPHIREに炉心損傷頻度の平均値1回/7,025炉年と自由度 $2 \times 1 = 2$ を与えてラテンハイパーキューブサンプリングにより χ^2 分布から炉心損傷頻度の95%上限値、5%下限値、中央値、平均値、標準偏差を計算した。また、本研究の比較対象ではないが、参考データとして、全ての炉型を合計した運転経験デ

ータから、SAPHIREに炉心損傷頻度の平均値2回/9,455炉年と自由度 $2 \times 2 = 4$ を与えてラテンハイパーキューブサンプリングにより χ^2 分布から炉心損傷頻度の95%上限値、5%下限値、中央値、平均値、標準偏差を計算した。表3にこれららの結果を示す。

このように計算した世界の原子力発電所の運転経験データ（PWRsとBWRsおよび全ての炉型（参考データ））から推定される炉心損傷頻度の90%信頼区間、平均値、中央値、米国108基および国内51基の個別原子力発電所の炉心損傷頻度平均値^{(24)~(25)}を3角の点で示し、その上限値と下限値の範囲、本研究で使用した米国および国内4ループPWRプラントの炉心損傷頻度の90%信頼区間、平均値、中央値、点推定値を図5に表示した。縦軸は炉心損傷頻度（/炉年）である。

その結果以下のことが明らかである。

- (1) PWRsとBWRsの運転経験データから推定した炉心損傷頻度の信頼区間の中に、Surry 1号機のPSAモデルから計算された信頼区間は含まれる。
- (2) PWRsとBWRsの運転経験データから推定した炉心損傷頻度の信頼区間の中に、米国PWRsとBWRs個別原子力発電所の炉心損傷頻度平均値の多くが含まれる。
- (3) 運転経験データから推定した炉心損傷頻度の信頼区間と国内4ループPWRプラントのPSAモデルから計算した信頼区間は一致しないことがわかった。この主な原因は国内4ループPWRプラントの運転経験データから推定される起因事象の発生頻度が米国プラントの運転経験データから推定される値よりほぼ1桁低い値が得られていること、熱流動解析の結果から炉心損傷頻度を避けうる成功シーケンスが米国のPSAと比較して多くなっていることである。これらの理由により米国のPSAと比較し2桁程度低い炉心損傷頻度となっている。
- (4) 運転経験データから推定した炉心損傷頻度の信頼区間と国内の個別原子力発電所の炉心損傷頻度平均値は一致しないことがわかった。その主な原因は(3)でのべた理由と同じである。

運転経験データから炉心損傷頻度を推定したデータの入手期間と米国や日本の確率論的安全評価で用いた起因事象発生頻度のデータ入手期間はそれぞれ異なる。しかしデータの入手期間を統一して比較したとしても、上で述べた結果が変わるような、大幅な炉心損傷頻度の変化はないと考えられる。

また、運転経験から炉心損傷を推定するためには、

炉型別，原子炉メーカー別，国別等に層別して計算すべきであるが，層別することにより運転経験データが減少して，むしろ不確実性が增大する．したがって本研究では，PWRsとBWRsを総合した場合と全ての炉型を総合した場合（参考データ）について計算を行った．今後，運転経験炉年が，集積されることにより細かく層別した炉心損傷頻度の算出も可能になるであろう．

表3 世界の原子力発電所運転経験データ（PWRs & BWRsおよび全炉型（参考データ））から計算した炉心損傷頻度の5%下限値，95%上限値，中央値，平均値，標準偏差

	PWRs&BWRs	全ての炉型 (参考データ)
5%下限値	7.3E-06/炉年	3.8E-05/炉年
中央値	9.9E-05/炉年	1.8E-04/炉年
平均値	1.4E-04/炉年	2.1E-04/炉年
95%上限値	4.3E-04/炉年	5.0E-04/炉年
標準偏差	1.4E-04/炉年	1.5E-04/炉年

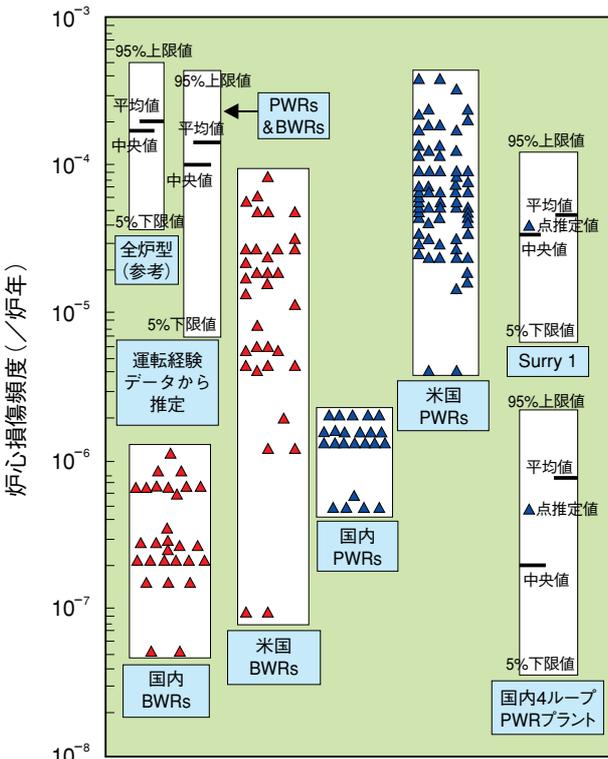


図5 世界の原子力発電所運転経験データ（PWRs & BWRsおよび全炉型（参考データ）），米国108基の個別プラント評価，国内51基の個別プラント評価，Surry 1号機，国内4ループPWRプラントの炉心損傷頻度90%信頼区間比較

（米国108基の個別プラント評価は，米国原子力規制委員会，” Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, Summary Report,” NUREG-1560 Vol. 1（1997）から，国内51基の個別プラント評価は，2001年8月2日開催 第54回 原子力安全委員会臨時会議の添付資料，PSA結果一覧から引用した．）

6. まとめ

本研究で得られた成果は各章にのべたが，再度重要な項目のみを記載する．

- (1) 確率変数（基事象）の数と炉心損傷頻度の平均値が収束するために必要なサンプリング数との関係を明らかにした．これにより，収束するのに必要なサンプリング数が未知のPSAモデルについても，必要なサンプリング数が予想できることから，正確な炉心損傷頻度の平均値，中央値，信頼区間を得ることができる．
- (2) PSAの評価精度を向上させるためには，不確実さの重要要因として抽出された因子に関連した運転データの蓄積が効果的である．
- (3) 米国PWRsおよびBWRsプラントで過去に実施されたPSAによる炉心損傷頻度評価結果は，世界の原子力発電所の運転経験データ（PWRs & BWRs）から推定される炉心損傷頻度の信頼区間の中にはほぼ含まれることがわかった．

文献

- (1) USNRC, "Analysis of Core Damage Frequency: Internal Events Methodology," NUREG/CR-4550, Vol. 1, Rev. 1, (1990).
- (2) Curtis L. Smith, Dana L. Kelly, Scott T. Beck, James K. Knudsen, "Configuration Risk Management Analysis For Crystal River Unit 3," INEEL, (1996).
- (3) Southern California Edison, "Individual Plant Examination Report for San Onofre Nuclear Generating Station Units 2 and 3 in Response to Generic Letter 88-20," (1993).
- (4) Omaha Public Power District Fort Calhoun Station, "Individual Plant Examination Submittal," (1993).
- (5) Duke Power Company, "Oconee Nuclear Station Units 1, 2, 3, IPE Submittal Report," (1990).

- (6) Philadelphia Electric Company, "Peach Bottom Atomic Power Station Units 2 and 3," (1992).
- (7) GPU Nuclear Corporation, "TMI 1 Individual Plant Examination Submittal Report," (1993).
- (8) (財)原子力発電技術機構, 原子力安全解析所, "PWRプラントの出力運転時レベル1 PSAに関する報告書," (2000).
- (9) (財)原子力発電技術機構, 原子力安全解析所, "PWRプラントの出力運転時レベル1 PSA手法の整備に関する報告書(その1)(その2)(その3)," (2000).
- (10) USNRC, "Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Activities: Final Policy Statement," Federal Register, Vol.60, p.42622 (60 FR 42622), (1995).
- (11) USNRC, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Current Licensing Basis," Regulatory Guide 1.174, (1998).
- (12) USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Testing," Regulatory Guide 1.175, (1998).
- (13) USNRC, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisionmaking: Graded Quality Assurance," Regulatory Guide 1.176, (1998).
- (14) USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications," Regulatory Guide 1.177, (1998).
- (15) USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking Inservice Inspection of Piping," Regulatory Guide 1.178, (1998).
- (16) USNRC, "Analysis of Core Damage Frequency: Surry, Unit 1 Internal Events," NUREG/CR-4550, Vol. 3, Part 1-3, Rev. 1, (1990).
- (17) SAPHIRE Users Group, "System Analysis Programs for Hands-On Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE)," Advanced Training Course, (2000).
- (18) G. Apostolakis, S. Kaplan, "Pitfalls in Risk Calculations," Reliability Engineering, Vol. 2, 135-145, (1981).
- (19) USNRC, "System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE)," NUREG/CR-6116, Vol. 1 ~ Vol. 10, Rev. 1, (1994~1995).
- (20) Curtis L. Smith, James K. Knudsen, "Uncertainty analysis using SAPHIRE," SAPHIRE FACETS, Vol. 2, No. 2, 9-12, (1997).
- (21) IAEA, "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Power Plants (Level 1)," Safety Series No.50-P-4, (1992).
- (22) 花光圭子, 中尾克巳, 三田剛, 石井敬之, 窪田秀雄, 世界の原子力発電開発の動向, 69, (社)日本原子力産業会議, (2001).
- (23) 塩見弘, 改訂三版 信頼性工学入門, 86-89, 丸善株式会社, (1982).
- (24) USNRC, "Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, Summary Report," NUREG-1560, Vol. 1, (1997).
- (25) 原子力安全委員会, "アクシデントマネジメントに係る最近の検討について," 第54回 原子力安全委員会臨時会資料, (2001).