

PWRプラントのレベル1 PSAベンチマーク解析 (ベンチマーク問題設定)

Benchmark Exercises on PWR Level-1 PSA
(Establishment of Benchmark Exercise)

丹羽 雄二 (Yuji Niwa)* 高橋 英明 (Hideaki Takahashi)†

要約 レベル1 PSAは、工学的判断に基づく多くの仮定の上に成り立つ技術でありこれらの仮定の差が解析結果に与える影響は無視し得ないものである。

従って、PSAで算出された事故発生頻度についての理解を高めるためには、その要因を定量的に理解しておくことが必要である。

本研究では、解析上の様々な要因の差を一般性を持って検討するための解析問題（ベンチマーク問題という）を設定し、解析結果に生じる差について検討を行った。

解析にあたり、国内外の代表的な原子力プラントのPSA結果から実際に使われている仮定や前提条件の違いを整理した後、蒸気発生器の細管破断事故を起因事象とするベンチマーク問題を設定して解析を実施した。

今回は、設定したベンチマーク問題の中から安全系の機能喪失について解析を実施した結果、有意な差を生じ得ることが分かった。

キーワード PSA 安全評価 ベンチマーク問題 共通要因 感度解析 機器故障率

Abstract On various stages in performing level-1 PSA, many assumptions based on engineering judgment are applied. Various premises and assumption generate differences in the results in addition to the statistical dispersion of component failure rates.

It is necessary to understand the quantitative effect of these factors on the results.

The purpose of our exercises is to understand the quantitative effect of the assumption on the results by analyzing some benchmark problems.

Three stage benchmark problems on Steam Generator Tube Rupture (SGTR) accidents were carried out by setting several kinds of assumptions.

It was found that analytical results of auxiliary feedwater failure were largely affected with assumptions.

Keywords PSA, safety analysis, benchmark exercise, common cause failure, sensitivity analysis, components failure rates

1. はじめに

確率論的な手法により安全評価を行う PSA（確率論的安全評価）においては、工学的知見に基づく種々の仮定が用いられており、これらの仮定が算出結果に与える影響は無視し得ない。

PSA の入力情報には、客観的データと主観的な問題の両方が含まれている。PSA で算出された事

故発生頻度の信憑性を高めるためには、客観的データ（つまり統計量）に本質的に付随する不確かさ¹をどう扱えば良いかと言うこと以外に、次の様な問題をどう取り扱うかという認識が必要である。

1. 解析上の仮定や使用するデータでリスクと言うものを扱えば扱うほど、結果の不確かさ²は小さくならない、むしろ解析者は、不確かさは小

*技術システム研究所 技術支援部門

†(株)三菱総合研究所

¹本質的にランダムな現象

²将来明らかとなるであろうが現在は情報不足で確度が低い

さくならないと言う前提のもとで要因をよく認識しておくことが必要である。

2. PSAの結果を評価する際には、インプットの不確かさ³ (故障を考慮する機器範囲, 共通要因の考え方, 人的ミスの考え方) がアウトプットの不確かさにどう伝搬していくのか, そういう不確かさの伝搬が結果にどう影響を与えるのか適切に評価しておくことが必要である。

後者の問題については、一般的に「PSA実施時に、感度解析を実施することによって把握すること」となっているが、現状で考えられるすべての要因を対象に、例えば炉心損傷事故の発生頻度への寄与を評価するということは、作業量が非常に膨大となり困難である。

このために、本研究では、インプットの不確かさが影響する解析結果の差やその要因を定量的に把握すること、さらにそれを解析結果とあわせて明示することが出来ることを目的に、さまざまな要因の差を一般性を持って検討をするための解析問題（以下ベンチマーク問題という）を設定し、これを対象として、システムとして望ましくない事象の要因となる機器故障等の組み合わせ（以下フォールトツリー（FT）という）のモデル化や解析を実施した。

PSAにおけるベンチマーク問題の解析は、国内外で数ケース実施されているが、本研究は上記の問題に対応し、単一の解析者が解析条件を様々な設定して解析し、解析結果に与える要因の差を探求することとした。

2. 解析問題の設定

2.1 ベンチマーク問題の必要性

PSAは様々な仮定や前提の下に実施されている。従ってまず国内PWRプラントのPSA⁽¹⁾および海外の代表的プラントのPSA⁽²⁾⁽³⁾に於ける主要な前提・仮定を調査して比較した。

結果として、PSAの各段階で行われるもろもろの仮定は、工学的知見に基づく判断、信頼性解析の専門家による判断に大きな依存性を持っている。

³どこかに正確な情報はあるのだが今は意思決定者の判断

この様々な仮定や前提を整理した結果、実際にベンチマーク問題のモデル化と解析にあたって関係するものを以下に挙げた。

1. フォールトツリーモデルの作成方法
 - (a) モデル化の対象とする設備の範囲や詳細さ
 - (b) 考慮する機器故障モードの種類
2. 機器故障率データのソース
 - (a) 機器故障率データ (機器の境界条件の違いを含む)
 - (b) 待機除外確率データ
3. 共通要因故障を適用する機器の範囲
 - (a) 共通要因を考慮する機器, および故障のモード
 - (b) 共通要因の故障データと故障モデル
4. 考慮する運転員操作の範囲と過誤率の評価方法
 - (a) 保守時の過誤の考慮範囲
 - (b) 事故時の運転員操作と過誤の範囲
 - (c) 機器の復旧操作範囲
 - (d) 事故時の機器の修復許容時間
 - (e) 人的過誤率の評価方法
5. 成功基準を設定するための情報
 - (a) 給水流量等の供給のために必要とされる系統の数および使命時間
 - (b) ポンプの冷却や空調の必要性の有無
6. 解析手法
 - (a) 電源, 冷却系, 信号系等の補助系統 (以下 サポートシステムという) の取扱い

これらの要因は、対象プラントが同じであっても工学的知見による判断、解析の専門家による判断に大きな依存性があり、PSAによって算出される値に差を生じる原因となってくる。

我が国に於いても、定期安全レビューにおいて PSA の実施が義務づけられるなど、PSA の重要性が認識されている。しかし PWR プラントにおいては、使用する機器故障率データなどは、まだ国内またはプラント固有のものが使用できる状況ではなく、海外のデータを流用しているのが現状である。

PSA は様々な仮定の上に成り立つ技術であり、この様なデータの影響も含めて、モデル化や解析上の様々な仮定の違いによって生ずる解析結果の不確かさを定量的に把握することが必要である。

なされている仮定およびそれによって生じ得る不確かさの大きさが把握されて初めて、有意な意思決定が可能となる。

本来は PSA の実施時に、この様な不確かさの要因の探求および評価が行われる必要があるが、その前に、様々な要因による不確かさの検討を一般性を持って行い、留意すべき項目のスクリーニングや課題の検討を行うことが効果的である。

このために、ベンチマーク問題と称する標準問題を設定し、これを対象としてフォールトツリーによるモデル化や解析を実施する。

2.2 ベンチマーク問題の設定基準

各種の前提や仮定に対する解析結果の変動を分析し、解析結果の差を生ずる要因の重要性を定量的に把握できる様、経験的に以下の 6 項目をベンチマーク問題の基準として設定した。

1. 炉心損傷事故への進展確率を低減する上で重要な役割を果たすシステムを対象とする
2. 安全機器の動作に必要なサポートシステムまでをモデル化の対象とする事により、システム間の依存性の影響を評価できること
3. 事故時の制限時間を含んだ認知・判断と行動、および保守・点検作業に於けるヒューマンエラーを含むこと
4. 共通要因故障を含んだ多重故障が考慮できるようなシステム構成であること
5. アクシデント・マネージメント（事故対応措置）を含んだ、回復行為の検討ができること

6. 共通のサポートシステムを必要とする複数の安全システムの成功/失敗を含んだ事故シーケンスであること

2.3 ベンチマーク問題の設定

2.2 項の条件を勘案の上、PWR において重要な起因事象とされている蒸気発生器伝熱管破損事故 (SGTR) を起因事象とする事故シーケンスの中から、システムの重要性が高い補助給水系の動作が要求され、さらに複数の運転員操作が要求される事故シーケンスを対象としてベンチマーク問題を設定することとした。

しかし、単一のベンチマーク問題で、全ての設定基準を満足することは困難であるため、3種類のベンチマーク問題を設定した。

図 1 に、起因事象（ここでは SGTR）を出発点に事象がどの様に進展して最終状態に至るかを、ほぼ時系列的に解析していく樹木状の構造図（以下イベントツリーという）を示し、そのなかで以下の 3 種類の各ベンチマーク問題が関係する事故シーケンスの部分を示した。

1. 安全系の機能喪失

A: 図 1 のイベントツリーのヘディング①～③および⑤～⑨と無関係に、④（補助給水系）の成功/失敗の確率を単独に評価

2. 多重の人的過誤によるシーケンス

B: ④が成功した後の⑤および⑥の多重の人的過誤によるシーケンスを評価

3. 複数の安全系が係わる事故シーケンス

C: ③・④成功、⑤が失敗、⑥が成功後の、各シーケンスを評価

3. 解析の実施

3.1 モデルの検討

1. 対象プラント、および設備

対象プラントは 2 次標準化 3 ループプラントとし、設備に関する情報は、基本的に設置許可申請書⁽¹⁾から得た。

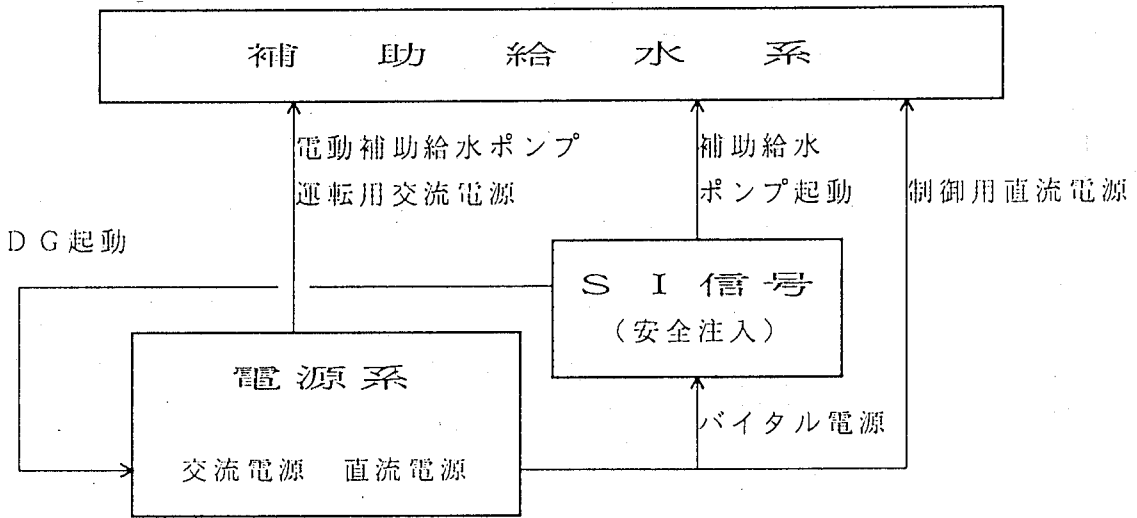


図 2 補助給水系のモデル化に關与する各系統間の相互關係図

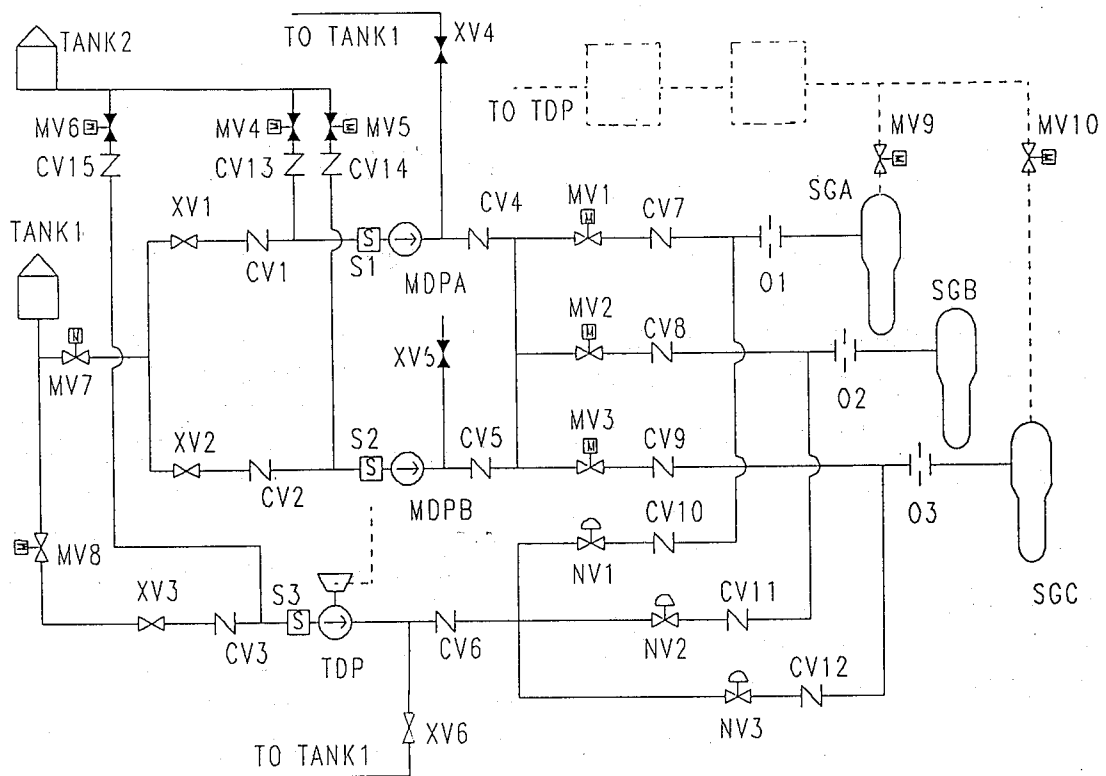


図 3 補助給水系の簡略図 (参考例)

を示す。

3.3 基本数値データの作成

基本ケース用の機器故障率データは、NRC が実施した Surry プラントの PSA⁽²⁾ で使用されたものを使用した。他のケースの具体的な数値については、他の感度解析ケースでも使用するデータとして、統一を図り整理した。

3.4 解析ケースの設定

仮定や前提に生じる差の要因検討を進めるにあたり、実際にベンチマーク問題のモデル化と解析にあたって関係する要因分類の中から今回は 2.1 項 2. 機器故障率データのソース、について検討した。

2.1 項 1.(a) に関係する原因については、本研究では AFTG ツールを使用することによりフォールトツリー構造の標準化を図っていることから差の要因としては無視できるものと考えた。

機器故障率（共通要因故障を含まない）の不確かさの要因としては、次の事項があげられる。

1. 個体環境の違い；製造者，機器のサイズ，使用条件，使用環境等による影響
2. 保守の違い；保守の内容による，故障率への影響
3. その他；ランダムさ，故障率分析の際のデータの確かさ，故障率分析の際の機器のバウンダリー，考慮する故障モードの範囲，機器の試験や補修による待機除外確率等

前記の機器故障率データに関する感度解析のケースとして，海外の代表的な PSA を選定した。

解析ケースとして，NRC（規制側）が実施した Surry プラントの PSA⁽²⁾ をベースとし，産業界が実施した Millstone-3 プラントの PSA⁽³⁾，および最新のジェネリックデータ⁽⁴⁾等を使用した次の 9 ケースを設定した。

- (a) ケース 1
米国での最新のジェネリックデータ⁽⁴⁾を使用した解析ケース

- (b) ケース 2
Surry PSA のデータ⁽²⁾を使用した解析ケース
- (c) ケース 3
ベースデータ⁽²⁾に対して信号系のモデル⁽⁴⁾を詳細化した解析ケース
- (d) ケース 4
Surry IPE のデータ⁽⁵⁾を使用した解析ケース
- (e) ケース 5
Sequoyah PSA のデータ⁽⁶⁾を使用した解析ケース
- (f) ケース 6
Sequoyah IPE のデータ⁽⁷⁾を使用した解析ケース
- (g) ケース 7
Millstone-3 PSA のデータ⁽³⁾を使用した解析ケース
- (h) ケース 8
LER を分析したデータ⁽⁸⁾を使用した解析ケース（信号系および電源系はケース 1 のデータを使用）
- (i) ケース 9
解析ケース 8 に対して，DG のみ 7 の値を使用したケース

4. 解析結果の概要

図 4 に共通要因故障を考慮しない場合の各ケースの解析結果を示した。

これらは全て同じ FT モデルによる解析結果であり，その概要を要約すると以下のとおりである。

解析結果の内容を理解するために，図 5 に，各解析ケース毎の重要な機器グループが解析結果に与える故障率の寄与度合い⁴を比較して示した。

ケース 1 から 5 までは一見類似の値を示しているが，各ケースでの補助給水系の故障率の寄与度合いが異なる。ここで例えば MDP-A/B とは，電動補助給水ポンプ A および B についての各故障モード（サ

⁴Fussell-Vesely 重要度評価結果

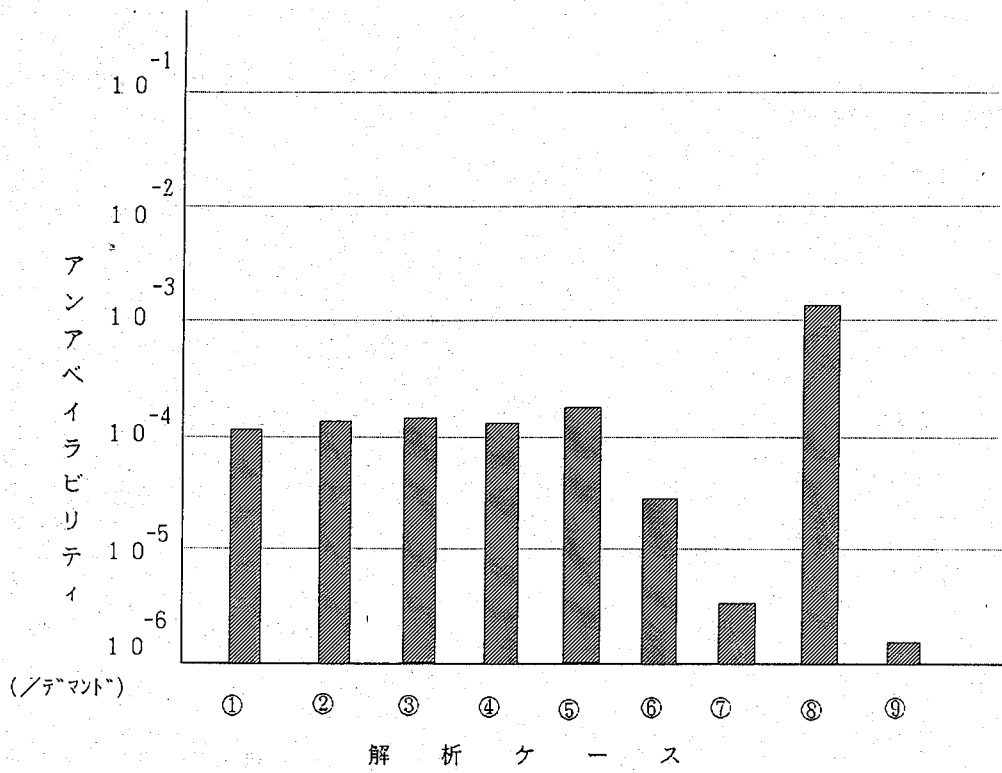


図4 解析結果の比較

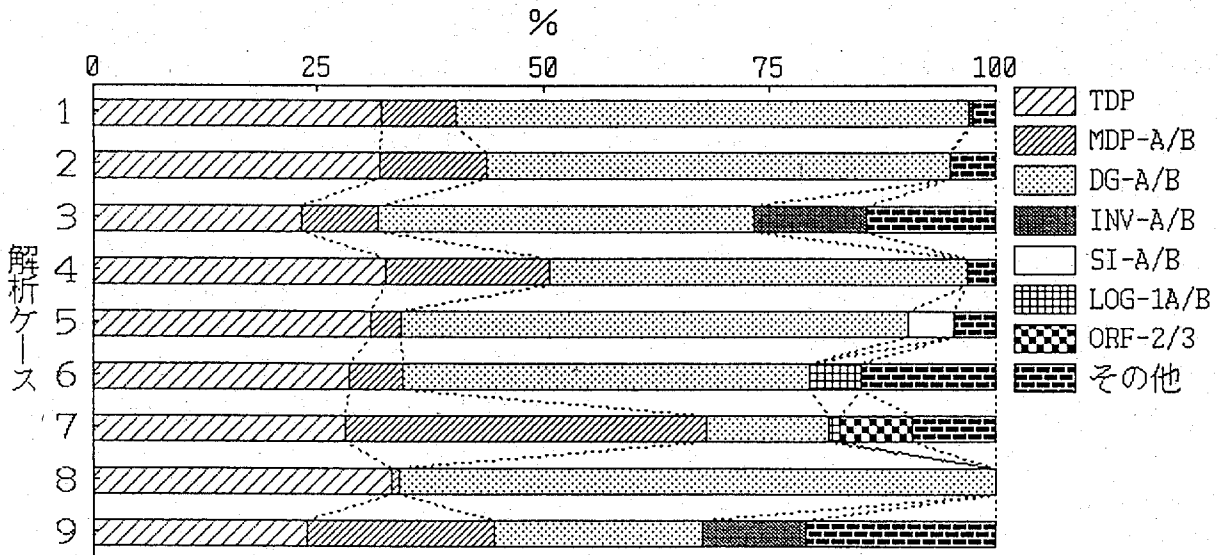


図5 システムのアンアベイラビリティに対する機器故障寄与度のプロフィール

ポート系の故障を除く、起動失敗、継続運転失敗等)の総和である。

ケース3と4は、それぞれ同じプラントに関する産業界実施のPSAのデータとNRC実施のPSAのデータを使用したものである。上記で記述したように、結果の数値は用一一致しているが、実際には各機器の寄与度には違いがあることに注意する必要がある。

ケース5と6もそれぞれ同じプラントに関するもので、上記と同様に異なった解析者が実施したものである。この場合には、機器の寄与度のプロフィールには大きな違いがないが、機器故障率が全体的に違うことによって最終的な解析結果には約1桁の違いが生じている。産業界実施のPSAにおいてはプラント固有の故障率データが多く使用されている事に原因があると思われる。

ケース8と9はDGの故障率が違うのみであるが、解析結果や機器の寄与度のプロフィールには大きな違いを生じている。単一の機器の故障率の影響の大きさは、その機器の故障率の絶対値だけでなく、他の機器の故障率との相対的な関係にも依存する事に注意する必要がある。

ケース7と9以外では、全ての解析ケースについてDGの寄与度が相対的に大きく、DGの故障率を慎重に検討しなければならない事が結論づけられる。これは、ケース8と9の比較でも明らかである。

この様に、同じFTモデルを用いても、使用する機器故障率データやアンアベイラビリティ(利用不能率)の算出方法によって「1つの安全系の機能喪失」の確率には2桁以上の差を生じ得ることが分かる。これは、複数の安全系の機能喪失が重なる事故シーケンスともなれば、更に大きな差が生じる可能性の存在を示唆している。

5. 今後の研究課題の検討

今回は、設定した3種類のベンチマーク問題の中から問題A「安全系の機能喪失」の解析を実施した。今回の研究では共通要因故障とヒューマンエラーを考慮外とする事によりその他の要因に焦点を当てて解析結果に生じる差を検討した。

ベンチマーク問題A「安全系の機能喪失」については、今後更に共通要因故障の影響、人的過誤の要因を考慮した解析を進めると共に、これらを通してPSA実施結果の表示方法、および結果を解釈する際の留意点について検討する。

参考文献

- (1) 設置許可申請書(関西電力 美浜発電所)
- (2) R.C.Bertucio and J.A.Julius, "Analysis of Core Damage Frequency Surry Unit-1 Internal Events" NUREG/CR-4550 Vol.3,Rev.1,Part.1, 1990
- (3) Northeast Nuclear Energy Company, "Millstone Unit-3 Probabilistic Safety Study", 1983
- (4) S.A.Eida and M.B.Cally, "Generic Component Failure Data Base" PSA '93, 1993
- (5) Virginea Electric and Power Company, "Probabilistic Risk Assessment for the Individual Plant Examination Final Report Surry Unit-1 and 2"
- (6) R.C.Bertucio and S.R.Broun, "Analysis of Core Damage Frequency Sequoyah, Unit-1 Internal Events" NUREG/CR-4550 Vol.5,Rev.1,Part.1, 1990
- (7) TVA, "Sequoyah Nuclear Plant Unit-1 Probabilistic Risk Assessment Individual Plant Examination", 1992
- (8) Data Summaries of Licensee Event Report at U.S.Nuclear Power Plants. NUREG/CR-1362,NUREG/CR-1205 NUREG/CR-1363,NUREG/CR-1740