

SARWUT project

Seminarium Intytutowe

Piotr Mazgaj

Institute of Heat Engineering
Warsaw University of Technology

Warsaw, 3 December, 2013



Polish Nuclear Power Program



Polish Energy Policy until 2030

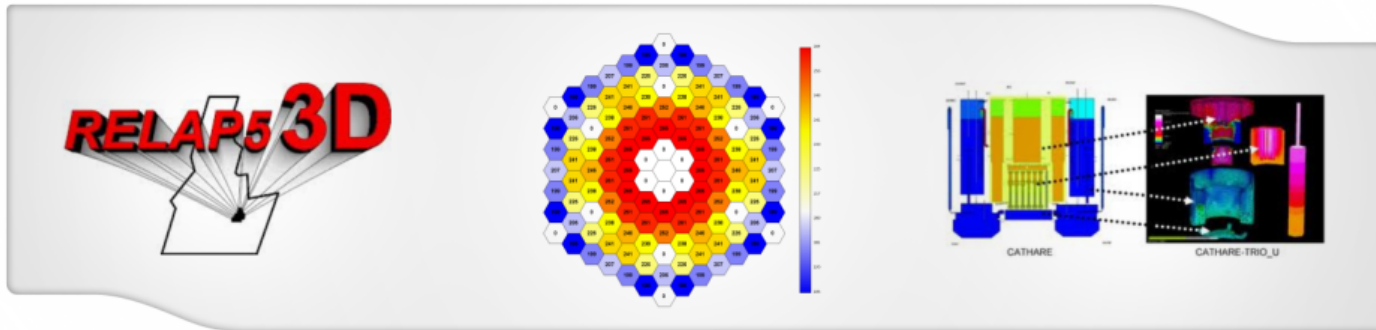
- » Calls for construction of a NPP in Poland



Polish Nuclear Power Program

- » The first NPP will be operational by the end of 2024
- » It is expected that the program will be approved by the Council of Ministers by the end of this year
- » It is a key action that will advance the NPP project in Poland

Nuclear Power Engineering at WUT



Center for Applied Modeling in Nuclear Engineering

- » 1st stage completed: 1 computer cluster (10 fast servers)
- » Additional server 2013
- » MCNP, FLUENT

mcnp

Software (from CEA):

- » TRIPOLI, CATHARE
- » APOLLO ,CRONOS
- » FLICA , TRIO_U, URANIE

Software (Safety Analysis Reports):

- RELAP, TRACE
- MELCOR
- CATHARE

Projekt SARWUT

SARWUT

SAFETY
ANALYSIS
REPORT

at

WARSAW UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



PROJEKT SARWUT

SARWUT- Safety Analysis Report at **Warsaw University of Technology**,
nazwa określające poniższe zadanie badawcze:

- Ogłoszone przez: Narodowe Centrum Badań i Rozwoju, w ramach strategicznego projektu badawczego pt. Technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej.
- Tytuł zadania badawczego nr 9: Opracowanie metod i wykonanie analiz bezpieczeństwa w reaktorach jądrowych przy zaburzeniach w odbiorze ciepła i w warunkach ciężkich awarii. Kody obliczeniowe: RELAP5, TRACE, MELCOR.
- Początek projektu: wrzesień 3rd 2012
- Okres: wrzesień 2012 – sierpień 2014



Opis zadań w projekcie SARWUT

1. Opis metod prowadzenia analiz z uwzględnieniem pełnego modelowania obiegu pierwotnego i wtórnego w reaktorze PWR i pierwotnego w reaktorze BWR.
2. Przygotowanie modelowego zestawu danych do prowadzenia wyżej wymienionych analiz, z uwzględnieniem takich przypadków jak: zmiany ilości chłodziwa w obiegu pierwotnym, częściowa utrata szczelności, częściowe odparowanie chłodziwa, awarie reaktywnościowe oraz zmiany w odbiorze ciepła przez obieg wtórny.



Wyniki analiz bezpieczeństwa są kluczowe w projektowaniu i dopuszczeniu do ruchu systemów zabezpieczeń elektrowni jądrowej

Analizy bezpieczeństwa są kluczowe w procesie certyfikacji reaktora i specyfikowane w Prawie Atomowym

uzgodnionym z dozorem jądrowym.

Projekt SARWUT – Budowa modeli reaktorów jądrowych

Budowa modeli reaktorów jądrowych na potrzeby analiz bezpieczeństwa, szczególnie związanych z awariami ubytku chłodziwa z obiegu pierwotnego, awariami projektowymi nie prowadzącymi do stopienia rdzenia.

ITC używa następujące kody obliczeniowe: **RELAP5, TRACE, CATHARE.**

ITC zbudował następujące modele reaktorów jądrowych:

RELAP5

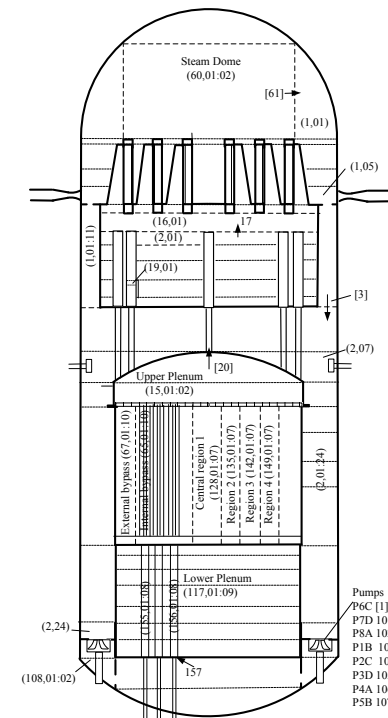
- Generic PWR, 3-loop
- Zion, PWR, 4-loop
- ABWR model

CATHARE

- Generic, PWR, 3-loop
- Zion, PWR, 4-loop w trakcie rozwoju

TRACE

- BWR, Peach Bottom
- Generic 3-loop



Nodalizacja pętli nr 1 obiegu pierwotnego modelu generycznego reaktora PWR 900 MWe, w kodzie obliczeniowym RELAP5.

Projekt SARWUT – Budowa modeli reaktorów jądrowych

Budowa modeli reaktorów jądrowych na potrzeby analiz bezpieczeństwa, związanych z ciężkimi awariami, stopieniem rdzenia, produkcją wodoru, rozprzestrzenianiem się substancji promieniotwórczych poza obudowę bezpieczeństwa.

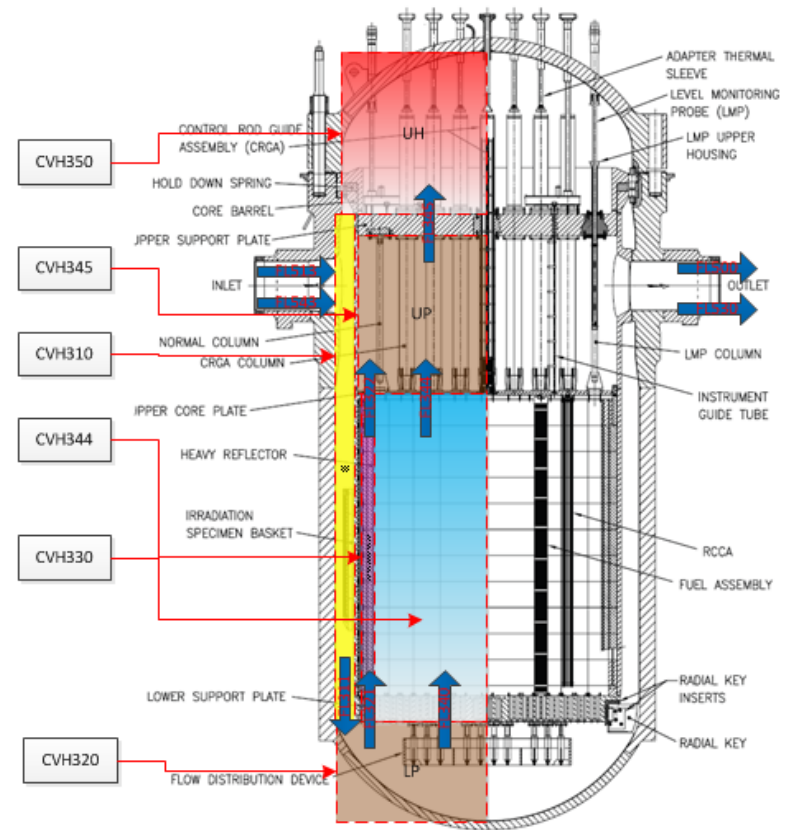
ITC używa następujące kody obliczeniowe: **MELCOR**.

MELCOR - amerykański kod obliczeniowy przeznaczony do analiz ciężkich awarii reaktorów jądrowych

ITC zbudował następujące modele reaktorów jądrowych:

MELCOR

- Peach Bottom, BWR
- Zion, PWR, 4-loop



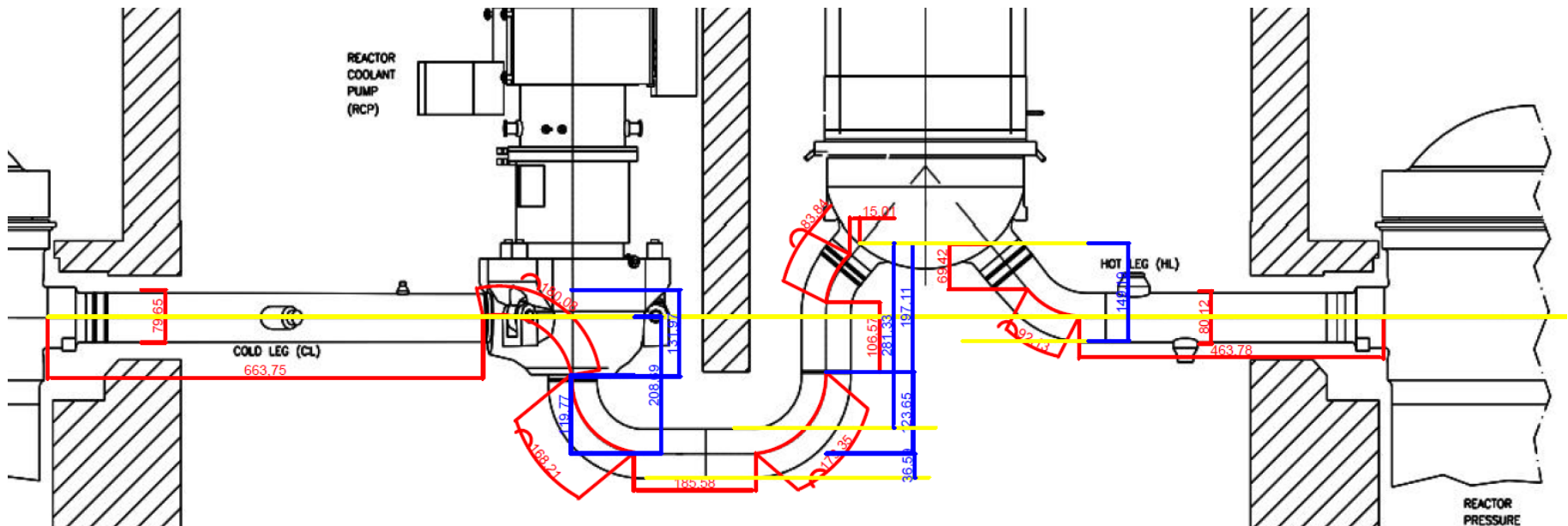
Przykładowa schemat początku budowy modelu, nodalizacji zbiornika reaktora, w kodzie obliczeniowym MELCOR.

Projekt SARWUT – Budowa modeli reaktorów jądrowych

ITC jest w trakcie budowy modelu reaktora AREVA EPR. Budowa modelu reaktora EPR jest możliwa dzięki materiałom dostępnym na stronach internetowych dozoru jądrowego amerykańskiego, brytyjskiego, publicznych raportów bezpieczeństwa. Dane potrzebne do budowy modelu EPR, a niedostępne publicznie zostały uzyskane dzięki istniejącej umowie pomiędzy Politechniką Warszawską a AREVA.

ITC buduje następujące modele reaktora EPR w trzech kodach obliczeniowych:

- RELAP5
- CATHARE
- MELCOR



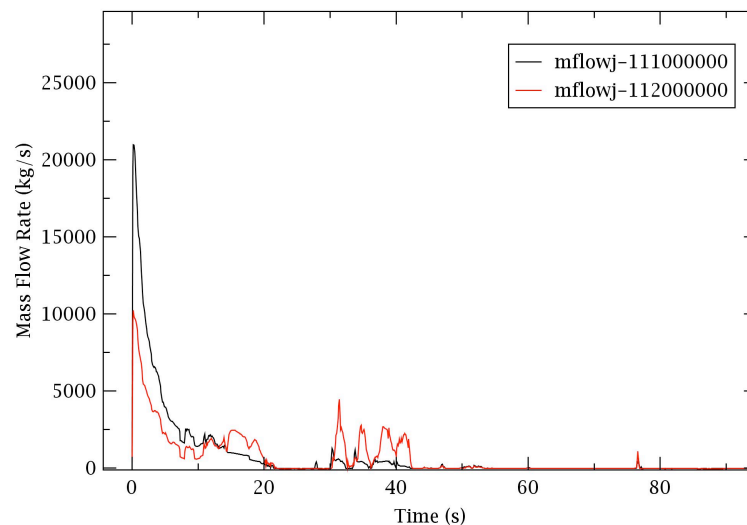
Przykładowa schemat nodalizacji obiegu chłodzącego reaktora EPR. Pokazane skalowanie za pomocą programu AutoCAD.

Projekt SARWUT: Modelowanie awarii w reaktorach jądrowych

ITC modeluje następujące awarie w reaktorach jądrowych przy wykorzystaniu kodów obliczeniowych ciepłno-przepływowch RELAP5, TRACE , CATHARE:

- Małe i duże rozerwanie obiegu chłodzącego reaktora (SBLOCA i LBLOCA)
- Rozerwania głównego rurociągu parowego (MSLB)
- Rozerwanie rurek parowych w wytwornicy pary (SGTR)

Opracowano metodykę analiz bezpieczeństwa do wyżej wymienionych awarii.



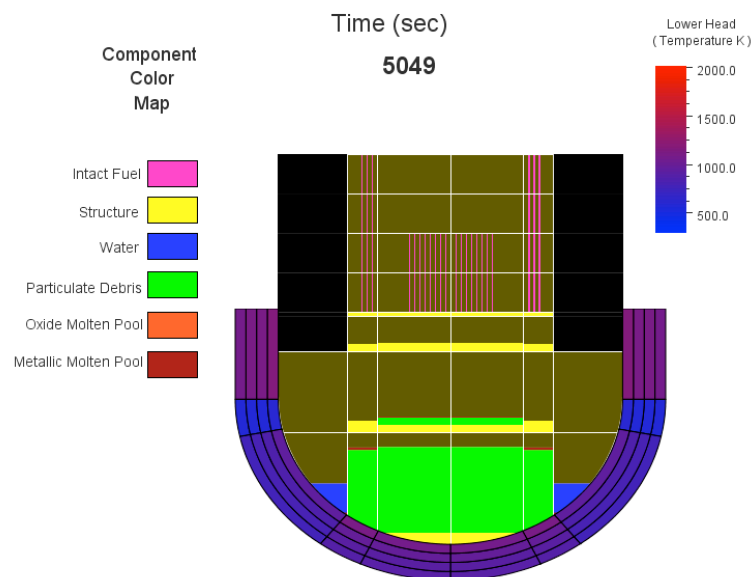
Awaria: duże rozerwanie obiegu chłodzącego. Przepływ przez rozerwanie, 112 od strony zbiornika ciśnieniowego RPV, 111 od strony wytwornicy pary SG, w funkcji czasu.

Projekt SARWUT: Modelowanie awarii w reaktorach jądrowych

ITC modeluje następujące ciężkie awarie w reaktorach jądrowych przy wykorzystaniu kodu obliczeniowego MELCOR:

- Awarie związane ze stopieniem rdzenia
- Awarie związane z utratą zasilania zewnętrznego
- Awarie związane z utratą zasilania w prąd przemienny i stały
- Awarie związane z uwolnieniem znacznych ilości substancji promieniotwórczych do obudowy bezpieczeństwa

Opracowano metodykę analiz bezpieczeństwa do wyżej wymienionych awarii.



Awaria związana ze stopieniem rdzenia, reaktor jądrowy na podstawie elektrowni Peach Bottom, typ reaktora ciśnieniowy.

Sekunda 5049 część elementów paliwowych zniszczona, duże ilości gruzu (rumowisko) na dnie zbiornika. Dolna kopuła reaktora zaczyna się intensywnie nagrzewać.

Źródła wiedzy = Własne siły + Współpraca



Bliska współpraca z:

- KTH-Royal Institute of Technology – (Szwecja)
- Technische Universität Dresden (Niemcy)
- Commissariat à l'Énergie Atomique (Francja);
- Polish Centre for Nuclear Research
- National Atomic Energy Agency;
- PGE EJ 1 Sp. z o.o.
- Areva;
- Westinghouse;
- General Electric – Hitachi.



Polska Grupa
Energetyczna



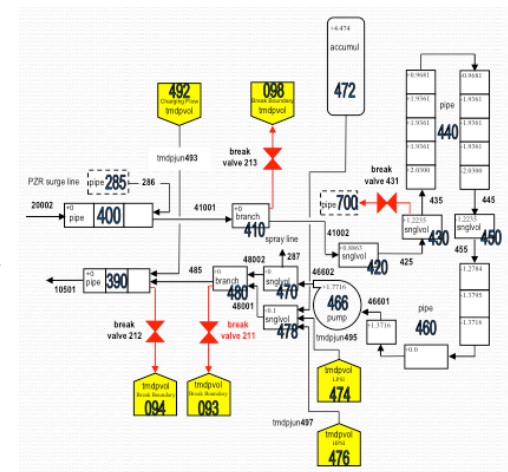
Familiarization with calculation codes application and safety analysis workshop with AREVA, 9-10 September 2013

Politechnika Warszawska opracowała i pokazała wyniki analizy bezpieczeństwa dla trzech scenariuszy, przedstawiających awarie reaktorów jądrowych. Warsztat został zorganizowany wspólnie z AREVA, francuską firmą projektującą i budującą reaktory na całym świecie.

Politechnika Warszawska przedstawiła podejście do modelowania i obliczenia, a specjaliści z AREVA skomentowali i udzielili wskazówek czy modele zostały przygotowane zgodnie ze światowymi standardami, a analizy należycie wykonane.

Następujące scenariusze zostały przebadane:

- Scenariusz 1
 - » Kody obliczeniowe: CATHARE, RELAP5
 - » Małe rozerwanie rurociągu obiegu chłodzenia reaktora, model reaktora ciśnieniowego z 3 wytwornicami pary (3 loop)
- Scenariusz 2:
 - » Kody obliczeniowe: CATHARE, RELAP5
 - » Analiza małej awarii utraty chłodziwa o powierzchni wycieku chłodziwa równej 20 cm² w reaktorze typu EPRs
- Scenariusz 3:
 - » Kody obliczeniowe: MELCOR, MAAP
 - » EPR – Utrata Zasilania Zewnętrznego wraz z Całkowitym Uszkodzeniem Generatorów Diesla



Nodalization in RELAP5

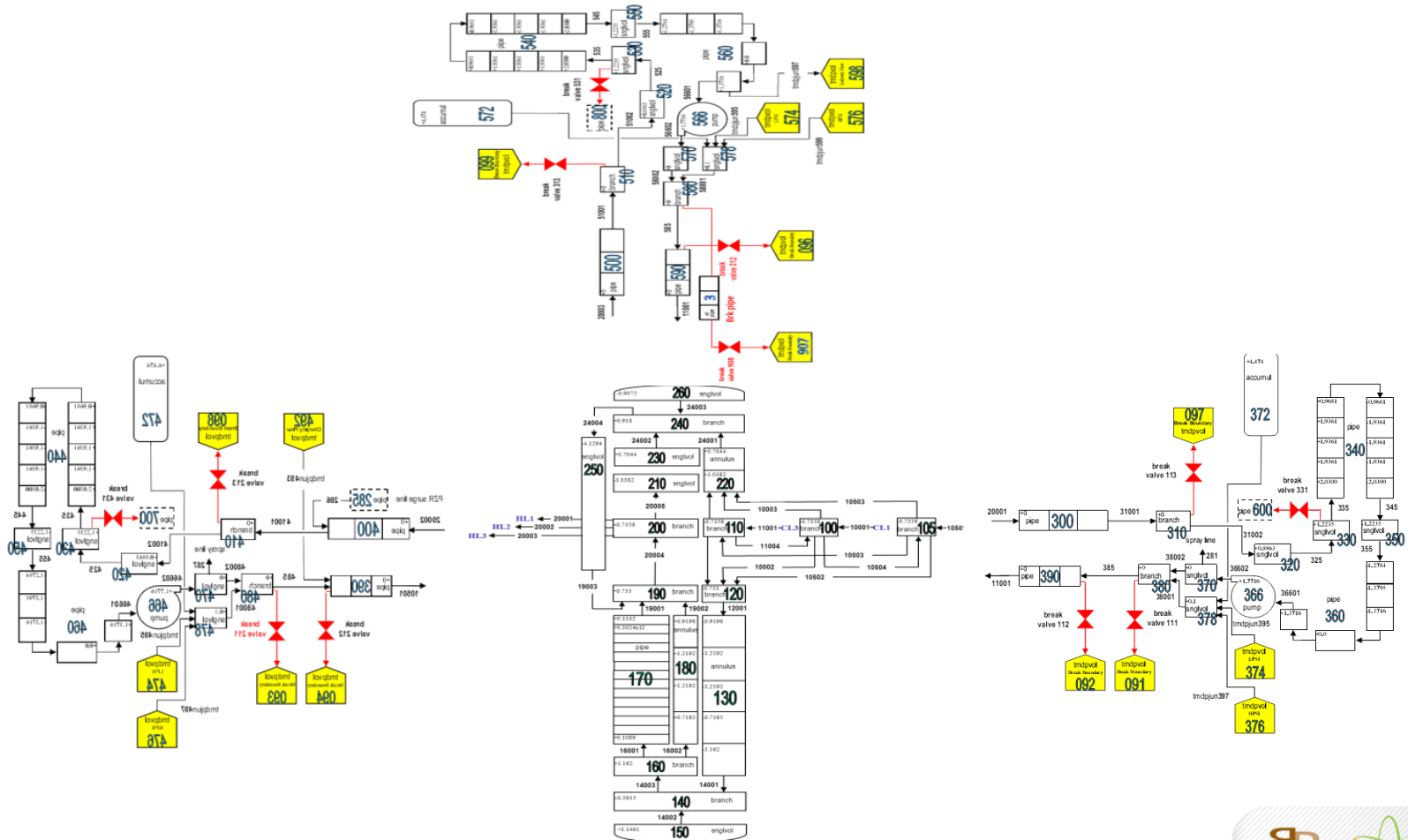


Table comparing the parameters in the models CATHARE vs RELAP5

Parameter	Unit	CATHARE Value	RELAP5 Value	% difference
Primary coolant system				
Mass flow/loop	kg/s	4961	5032	1.41
Hot leg pressure	MPa	15.42	15.56	0.89
Core dT		37	37	0
2 loop hot leg temperature near vessel	C	315.4	318.58	0.99
1 loop hot leg temperature near vessel	C	315.4	318.56	0.99
2 loop cold leg temperature near vessel	C	279.9	284.1	1.47
1 loop cold leg temperature near vessel	C	279.9	284.1	1.47
Upper head pressure	MPa	15.9	15.69	1.3
Pressurizer				
Liquid level	m	7.3	6.68	8.5
Liquid temperature	C	345	345.07	0.02
Upper head pressure	MPa	15.68	15.51	1.08
Steam Generator Secondary side				
Downcommer level	m	11.44	12.75	10.2
Steam dome pressure	MPa	5.75	5.74	1.08
Feedwater temperature	C	220	219.41	0.17
Feed water mass flow rate	kg/s	515	524	1.71
Downcommer liquid temp	C	260	261.13	0.42
Recirculation flow	kg/s	1476	1481	0.33
Steam Head component				
Pressure in SH	MPa	5.66	5.65	0.17
Temperature in SH	C	272	271.75	0.09
Accumulator in 2 loop cold leg				
Total volume	m ³	41.06	41.06	0
Initial volume of water	m ³	27.75	27.75	0
Pressure	MPa	4.187	4.187	0

Results

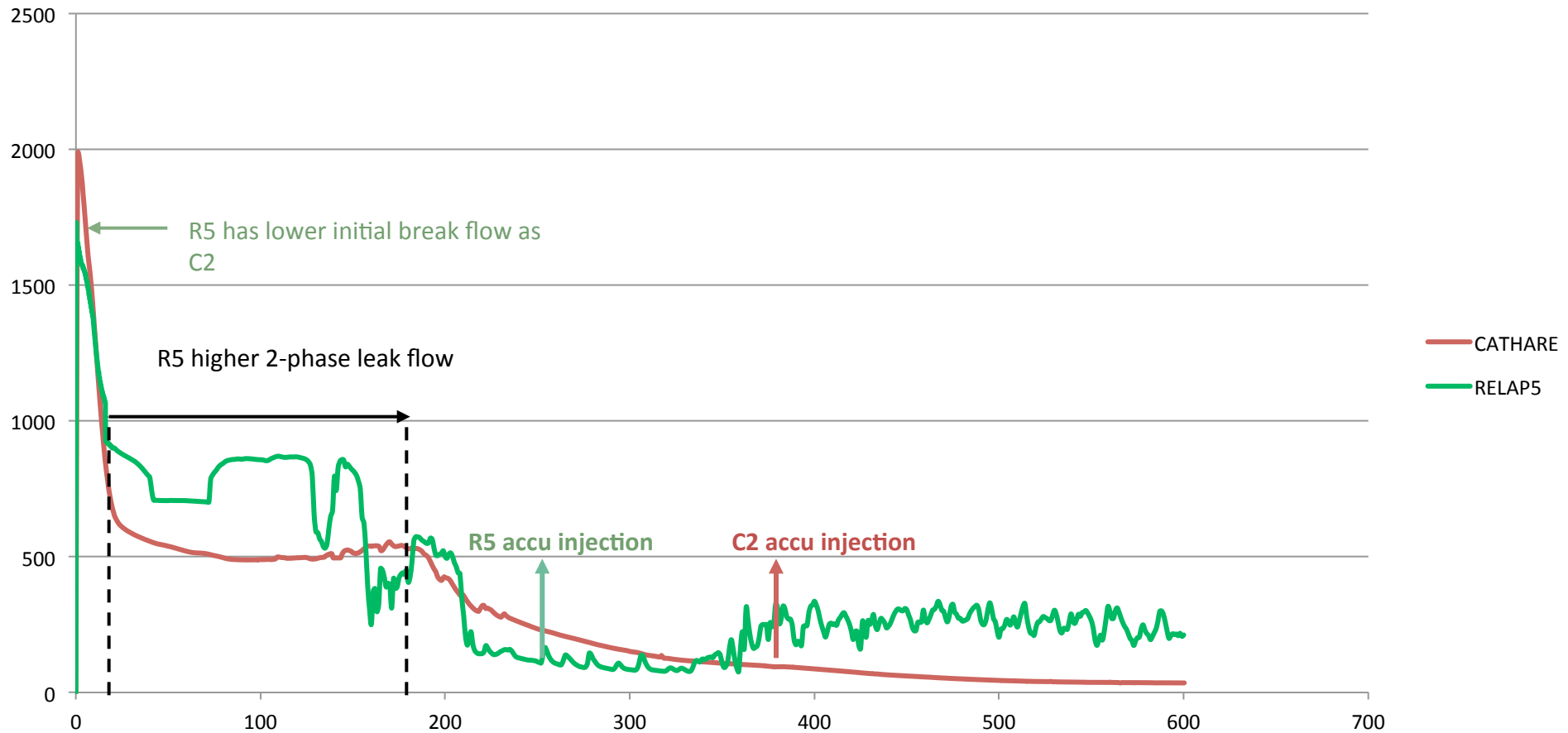


Figure 7 Total discharge flow [kg/sec]

Results

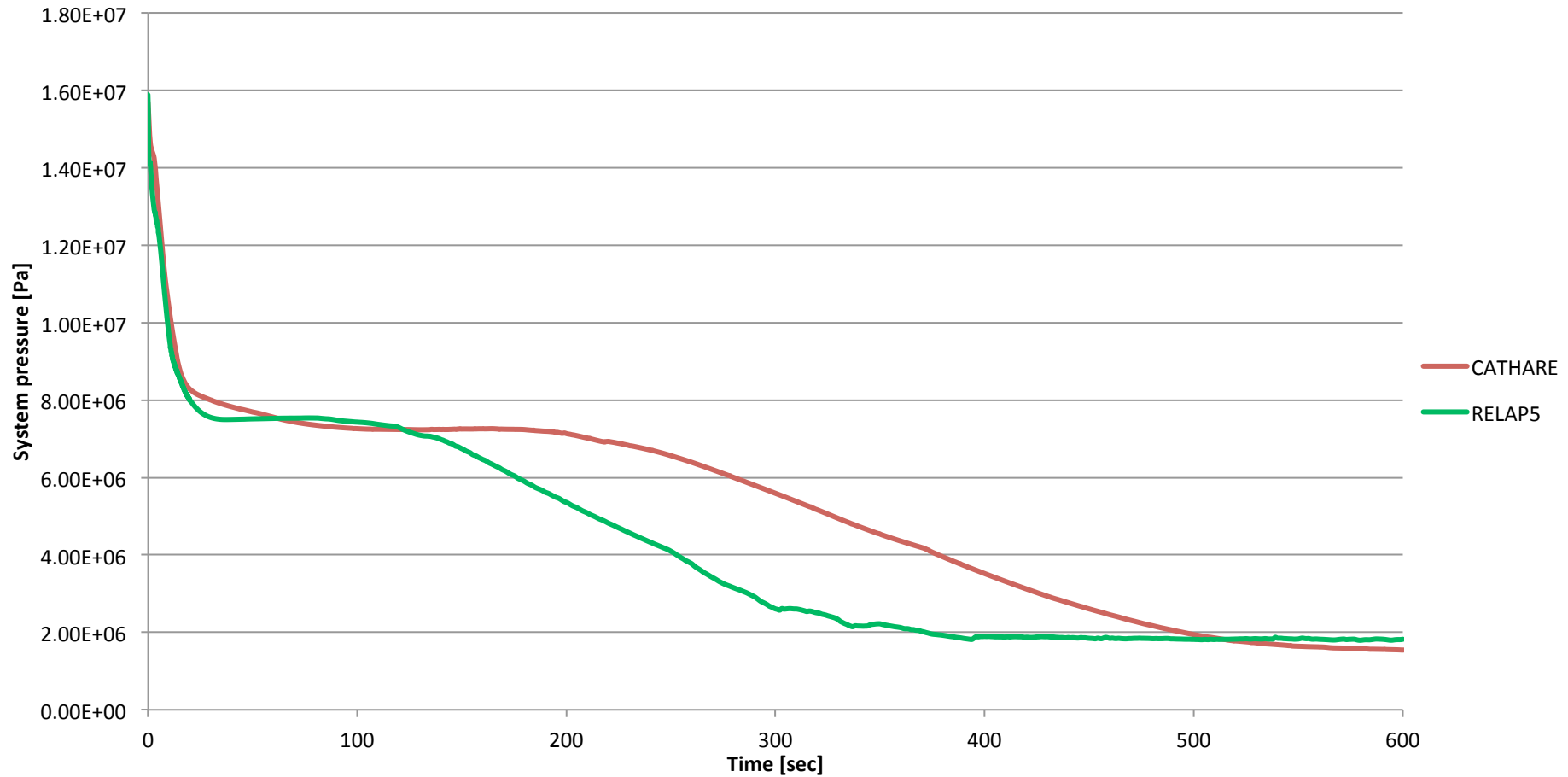
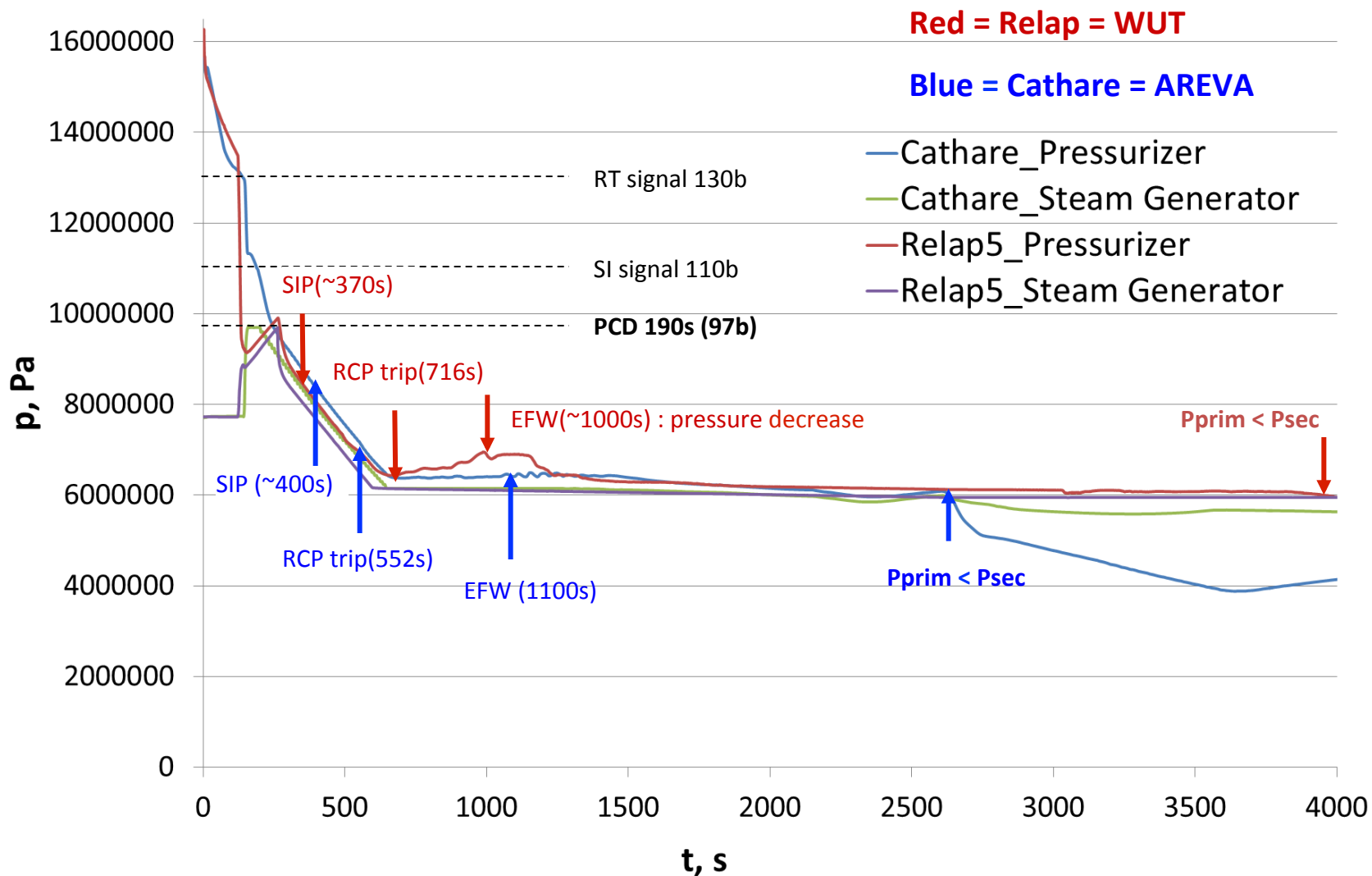


Figure 11 System pressure [Pa]

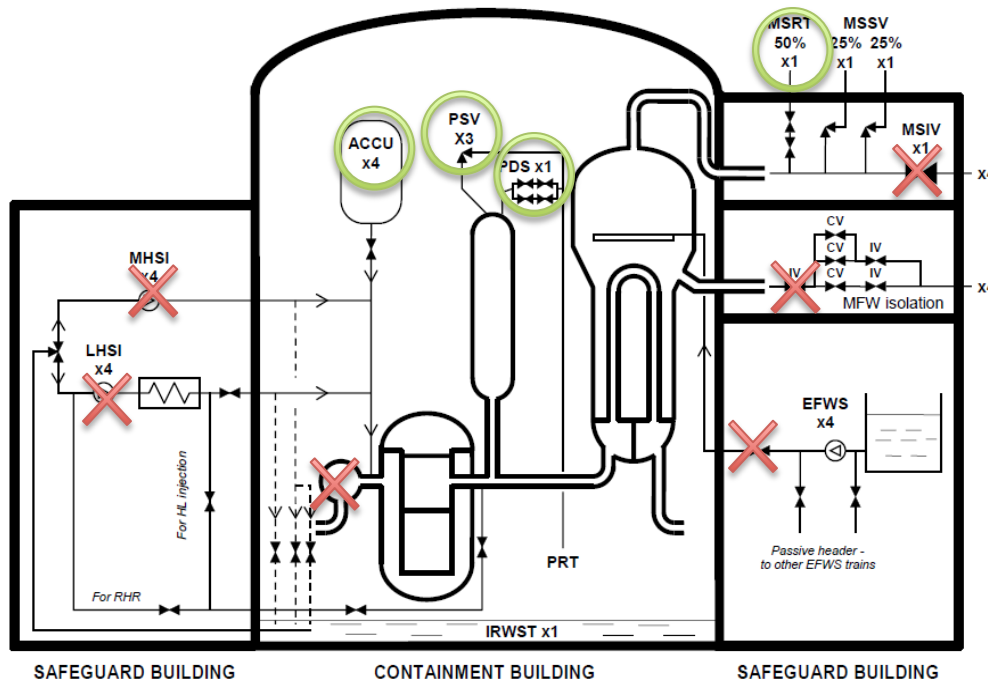
Description of analyzed Scenario

Scenario 2 represents modeling of a 1600 Mwe 4-loop PWR - the EPR. This is a four separate loop representation with safety systems in loops 1 and 3 and accumulators in all four loops. The leak simulation is presented by a 20cm² break on the cold leg in loop 3.

Scenariusz 2. Ciśnienie w obiegu głównym reaktora. Rozerwanie 20 cm² w reaktorze typu EPR



Description of analyzed Scenario



A LOOP650 scenario is a Loss of Offsite Power (LOOP) with the following assumptions:

- **unavailability of all diesels** (EDG and SBO diesels)
- **depressurization** by opening the **Pressurizer Discharge System (PDS)** when maximum Core Outlet gas Temperature (T_{COTmax}) is 650 °C.
- The initiating event is a loss of offsite power.
- Only in-vessel phase is under consideration.
- No active safety injection systems, only four accumulators

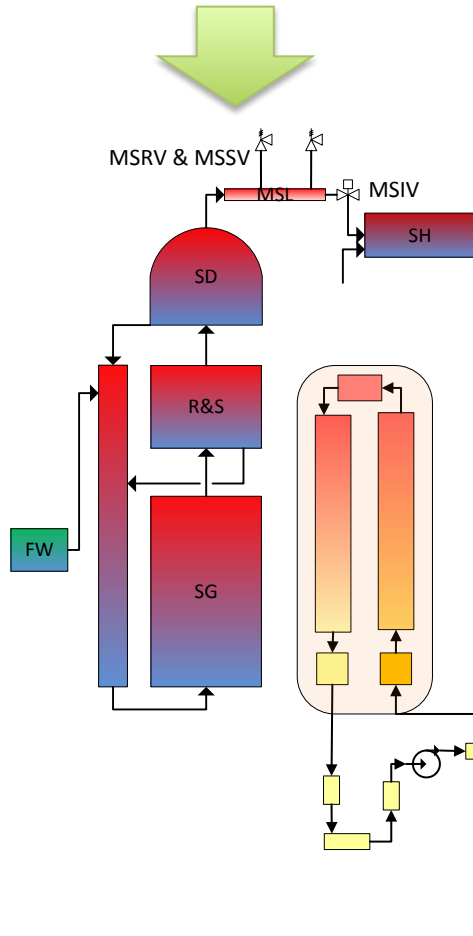
At time zero:

- Reactor scram
- The loss of Main FeedWater (MFW)
- The closure of Main Steam Isolation Valves (MSIV)
- The loss of Emergency Feedwater System (EFW)
- The coastdown of Reactor Coolant Pumps (RCP)
- The loss of Safety Injection (SI) pumps
- The loss of pressurizer cooling sprays and heaters

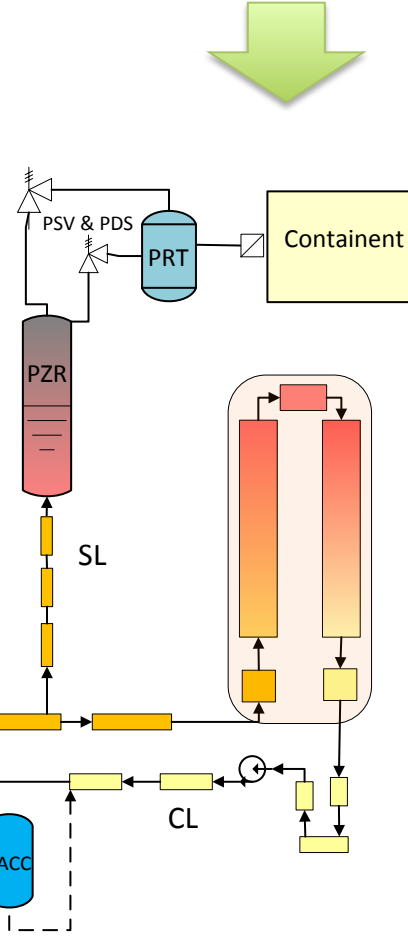
This scenario has been chosen because it is the most severe to design the PDS (high energy to be released only with the PDS, no break other than the PDS, no SG heat removal). It envelops all core melt scenarios with breaks or/and with SG heat removal.

MELCOR nodalization overview

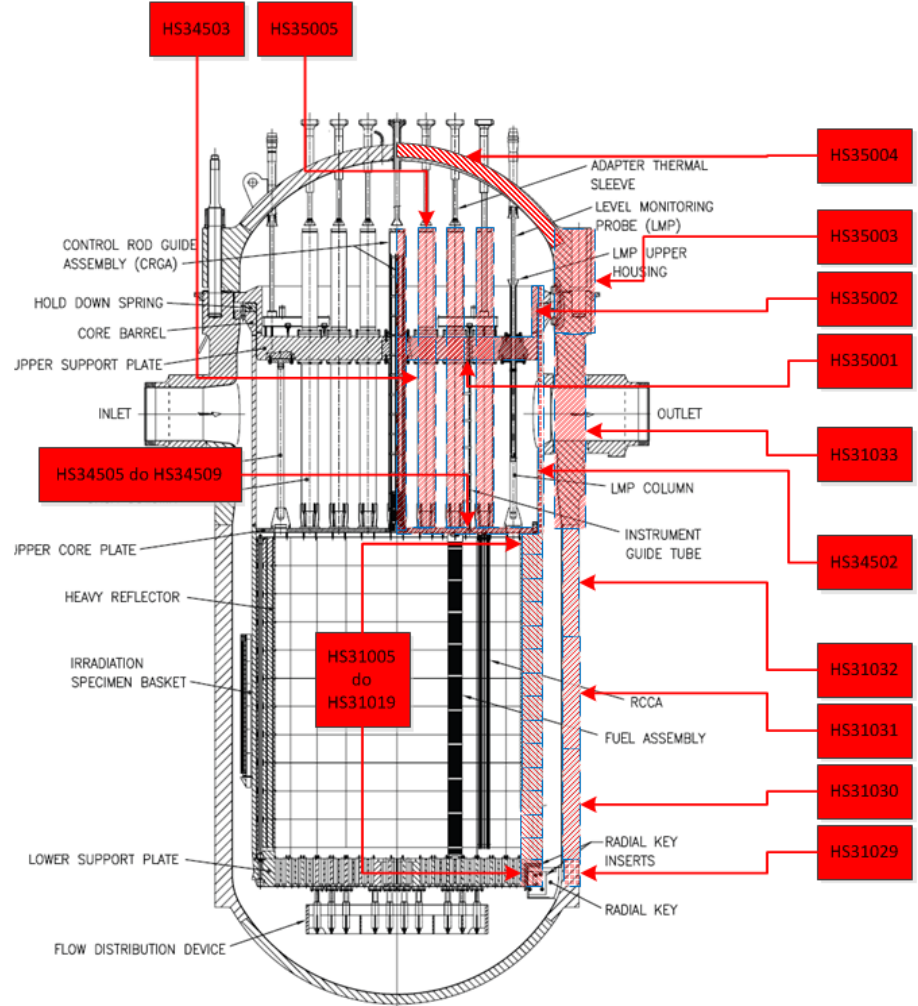
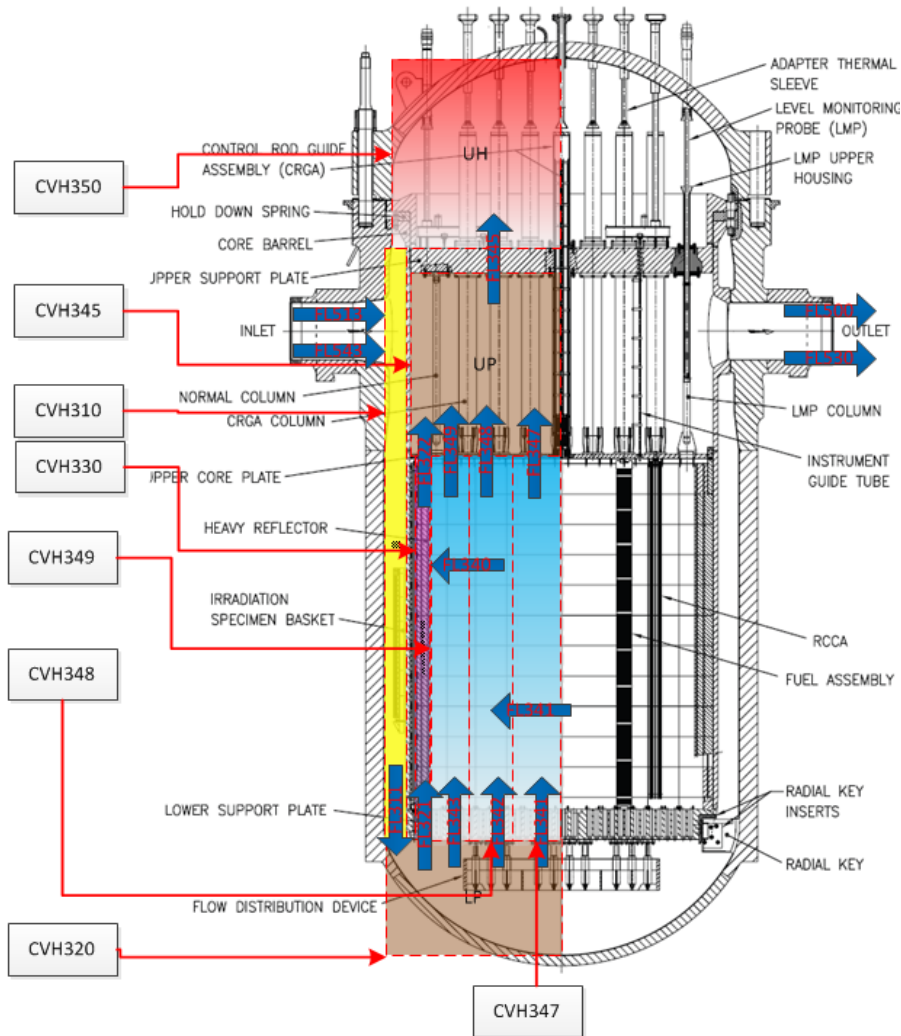
Unbroken Loop with 3 SG nad 3 PS



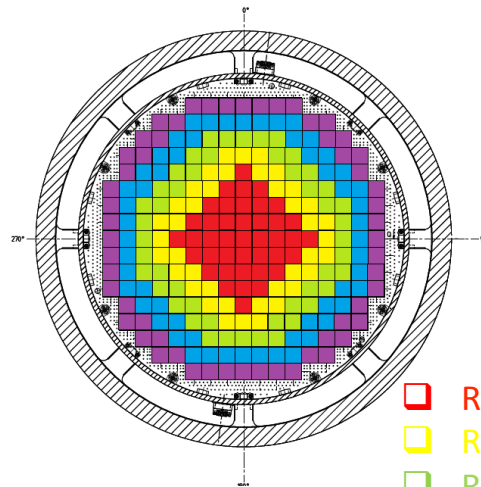
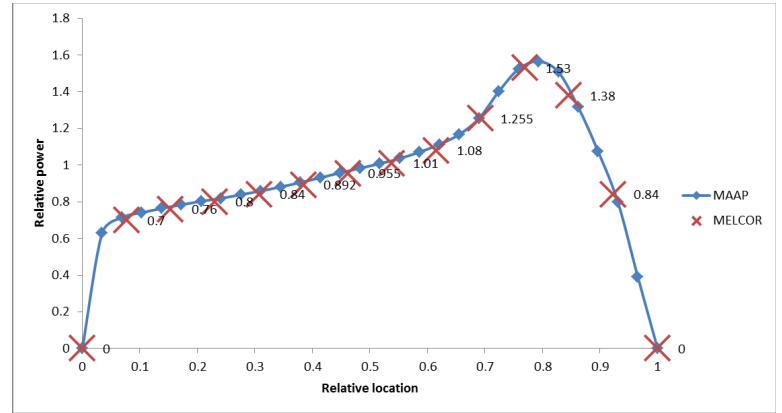
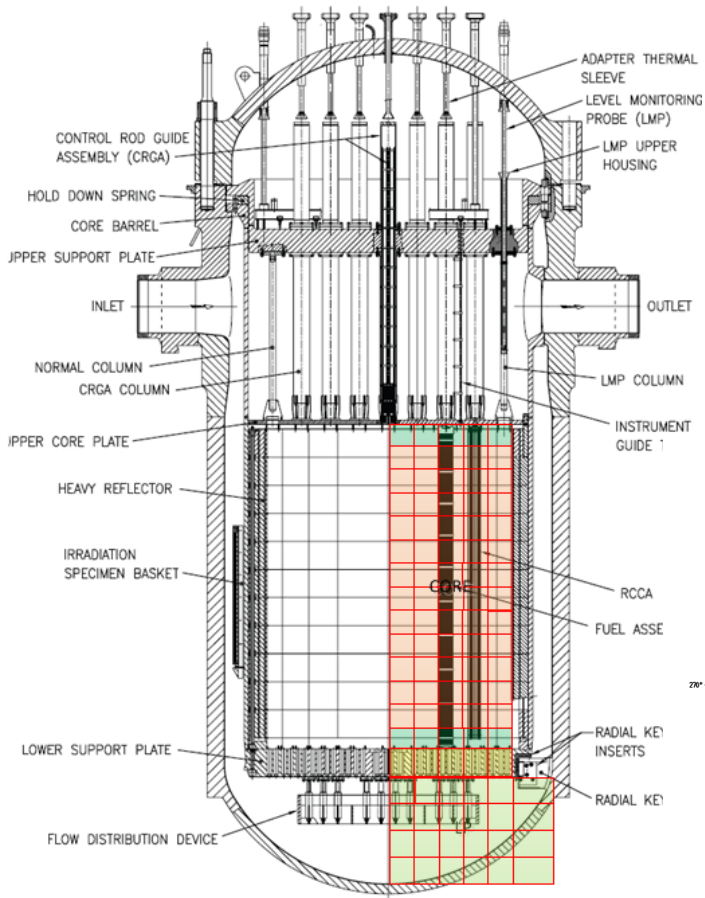
Broken Loop with pressurizer and 1 SG



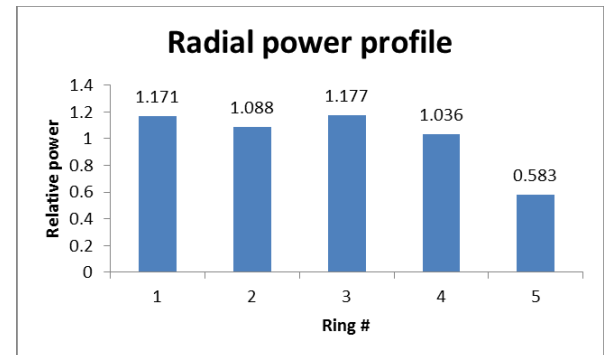
MELCOR RPV nodalization and HS



MELCOR Core Model



- Ring 1
- Ring 2
- Ring 3
- Ring 4
- Ring 5



Initial Conditions @ Steady State

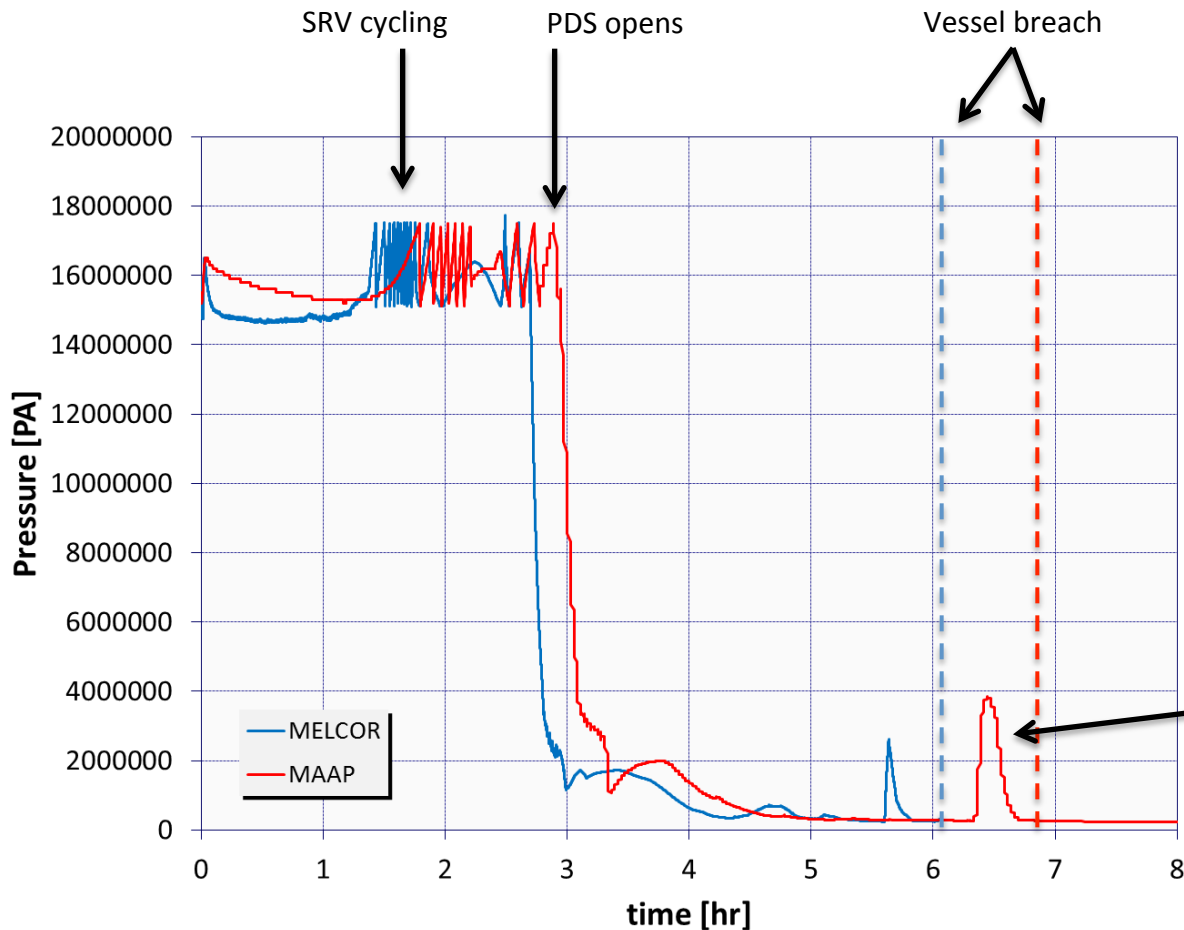
INITIAL CONDITIONS @100% FP	UK EPR Ch14.1 (TH)	UK EPR Ch14.1 (BE)	AREVA MAAP4	WUT MELCOR
Core Power	4500 MWt + 24 MWth		4590 MWth (105%)	4524 MWth
PZR Pressure	155 bar		155 bar	154.2 bar
PZR Level	7.48m		6.62 m / 22500kg	6.87 m / 22233 kg
SG Level	15.7 m		14.7 m	13.7/12.7 m
SG Feed Water Temp.	503.15 K		503.15 K	503.15 K
SG Secondary Side Sat. Press.	78 bar		77 bar	78.2 bar
Main Steam Flow Rate (per SG)	638.1 kg/s		656.9 kg/s	642.47 kg/s
Main Steam Flow Rate x3SG	1914.3 kg/s		1970.7 kg/s	1927.38 kg/s
RCS flow rate (4 loops)	22235 kg/s (TH)	23140 kg/s	23156 kg/s	22586.36 kg/s
RCS flow rate (1 loop)	5558.75 kg/s	5785 kg/s	5789 kg/s	5576.05 kg/s
RCS flow rate (3 loops)	16676.25 kg/s	17355 kg/s	17367 kg/s	17010.43 kg/s
Core inlet temp.	568.75 K	569.15 K	-	573.93 K
Core outlet temp.	604.75 K	603.15 K	-	606.7 K

Results: Sequence of events

KEY EVENTS	AREVA MAAP		WUT MELCOR	
	[h]	[s]	[h]	[s]
LOOP650 RESULTS				
Reactor SCRAM	0 h 00 min	0	0 h 00 min	0
Start of PZR valves cycling	1 h 48 min	6480	1 h 26 min	5150
Broken SG dry	2 h 01 min	7260	1 h 30 min	5420
PRT disk rupture	2 h 02 min	7320	1 h 26 min	5151
Core Uncovers	2 h 36 min	9360	1 h 46 min (2 h 43 min)	6389 (9813)
Tmax 650 signal reached	2 h 57 min	10620	2 h 42 min	9711
SA dedicated valves opening (PDS)	2 h 57 min	10620	2 h 42 min	9711
Accumulator injection onset	3 h 05 min	11100	2 h 48 min	10057
Accumulator Depletion	3 h 21 min	12060	2 h 59 min	10757
Oxidation onset	4 h 11 min	15060	3 h 56 min	14170
Start of core melting	4 h 13 min	15180	4 h 1 min	14500
Start of core relocation to lower head	6 h 20 min	22800	5 h 36 min	20200
Vessel failure	6 h 50 min	24600	6 h 3 min	21803

- PRT disk opens at first PSV opening. In simulations which we performed sometimes it is the case but not always.
- MELCOR accumulators are depleted after 700 sec, for MAAP in 960 sec.
- 1000 – 3000 seconds time shift for all phenomena.

Scenariusz 3. Ciśnienie w obiegu głównym reaktora jądrowego. Ciężka awaria – model reaktora EPR.



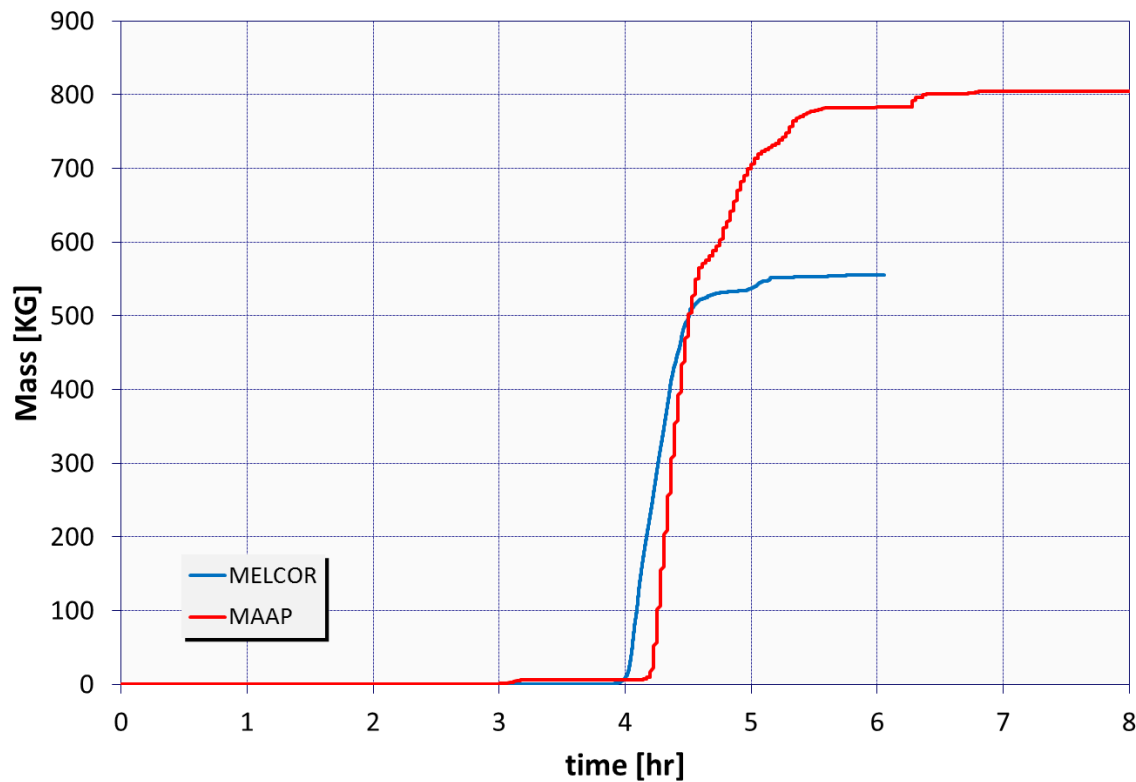
Red = MAAP = AREVA

Blue = MELCOR = WUT

- SG dryout shift occurs – there is not enough water in the SGs. It probably causes time shift of all phenomena in the simulation.
- In MAAP there was 312 tons of water in all SGs (78 tons per SG).
- In our steady state we have less water: 300 tons.
- Pressure peak connected with core relocation has lower value.

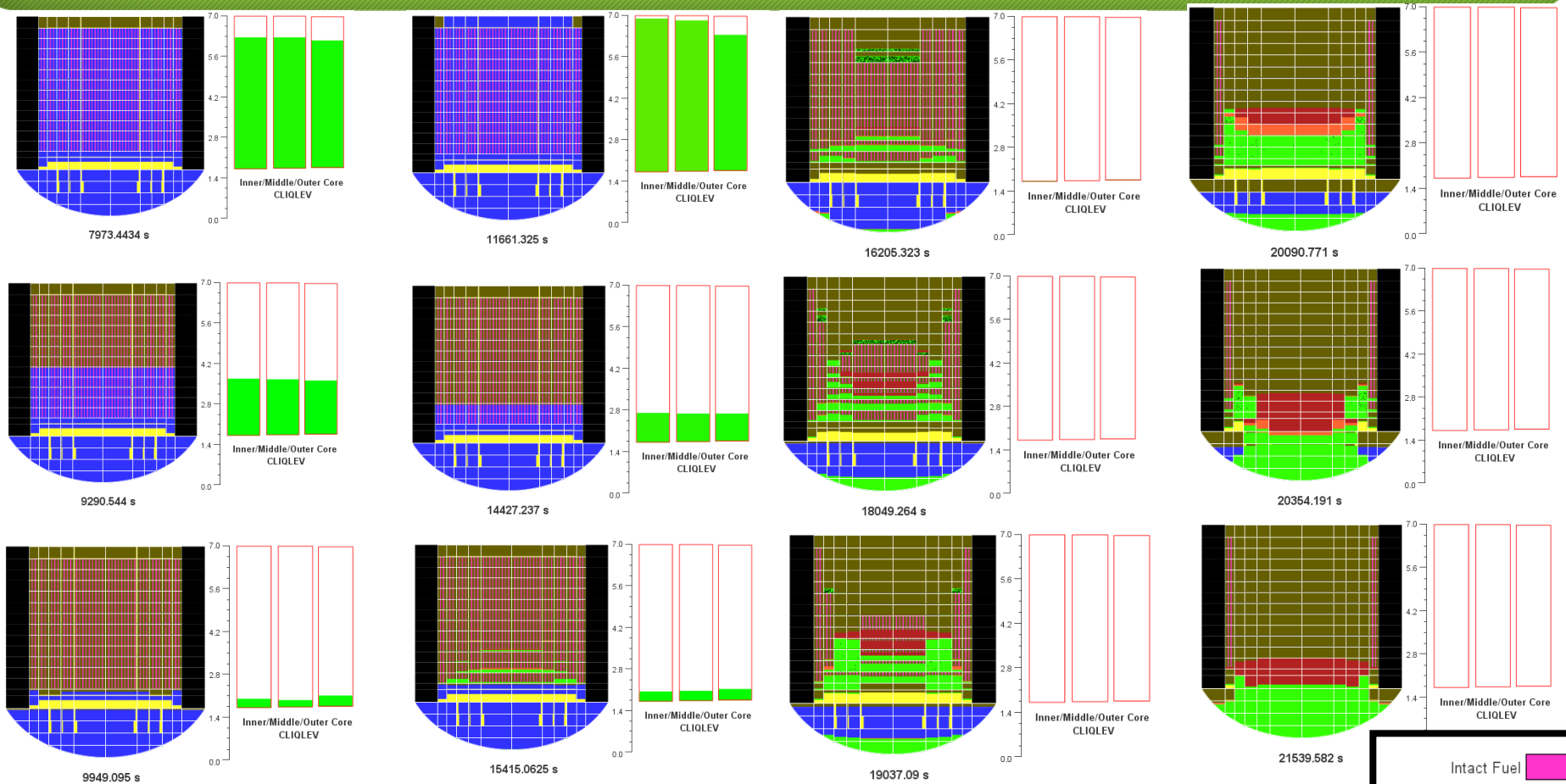
Core relocation

In-vessel H₂ production

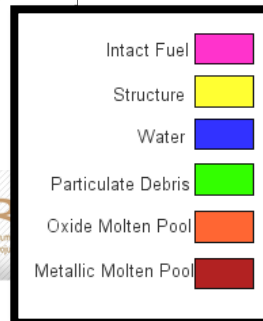


- TH conditions probably less favorable for H₂ production. Cladding temperature most important – oxidation rate is very sensitive to temperature.
- Impact of CVH nodalization is possible (extra slides).

Extra Slides: Core Melting Sequence



In this case molten core is relocated by core support plate failure. In some simulations it is different. It is very sensitive to core supporting and structure supporting options. Default MELCOR options leads to core support plate after about 18000 seconds. Some material is relocated to the LP before core plate (CSP) fails and this issue should be resolved (again supporting options).



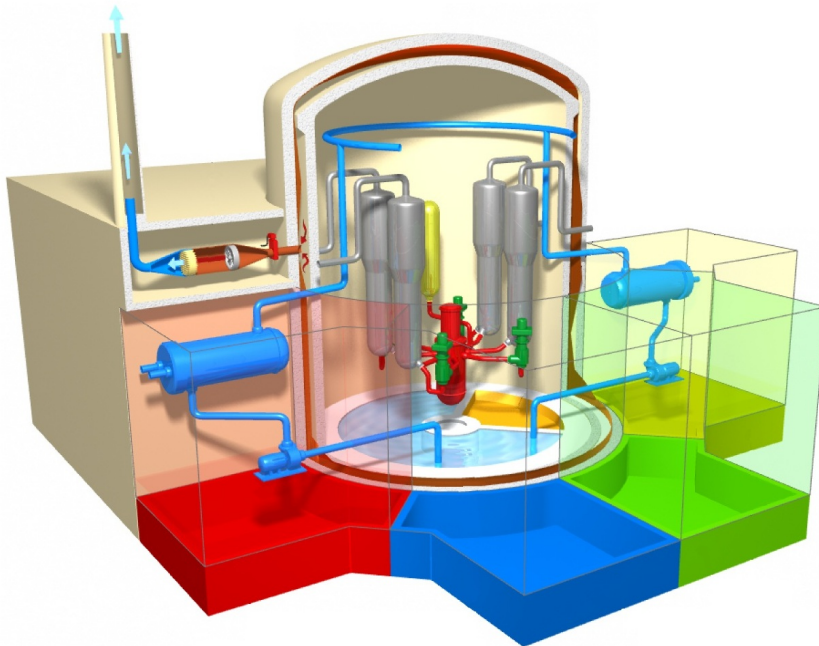
Reactor containment modeling - EPR

Reactor containment

1. cylindrical volume
2. Contains components/systems form the primary and secondary loops



- steam lines
- pressurizer,
- Steam generators,
- Feedwater pumps, etc.

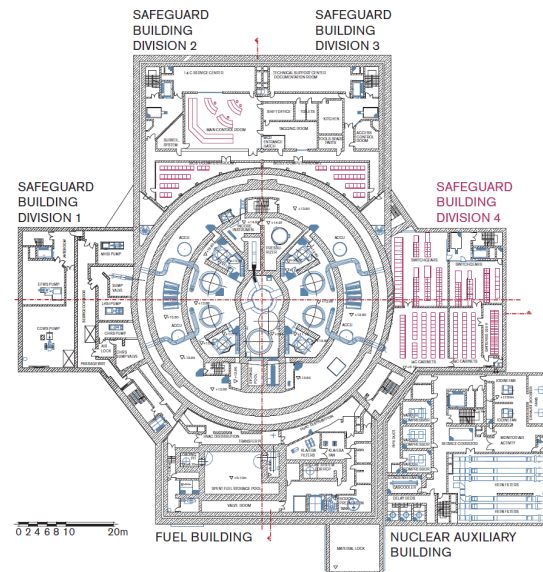
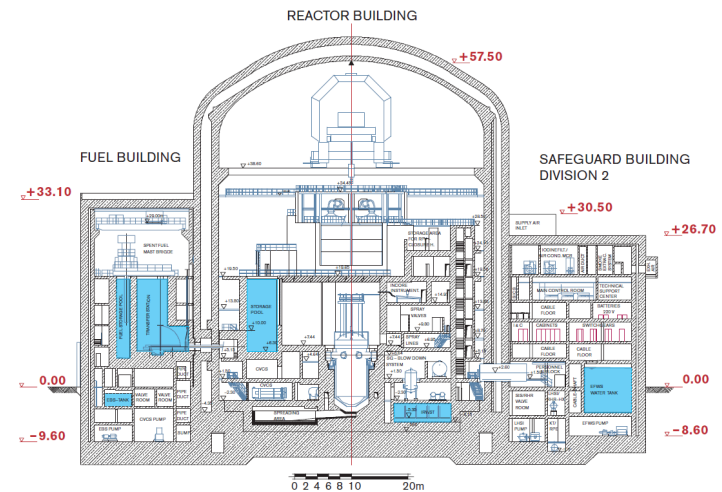


Reactor containment = lots of data and geometries

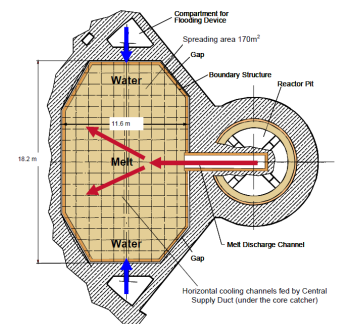
EPR Reactor containment is of volume = 80000 m³.

In reality:

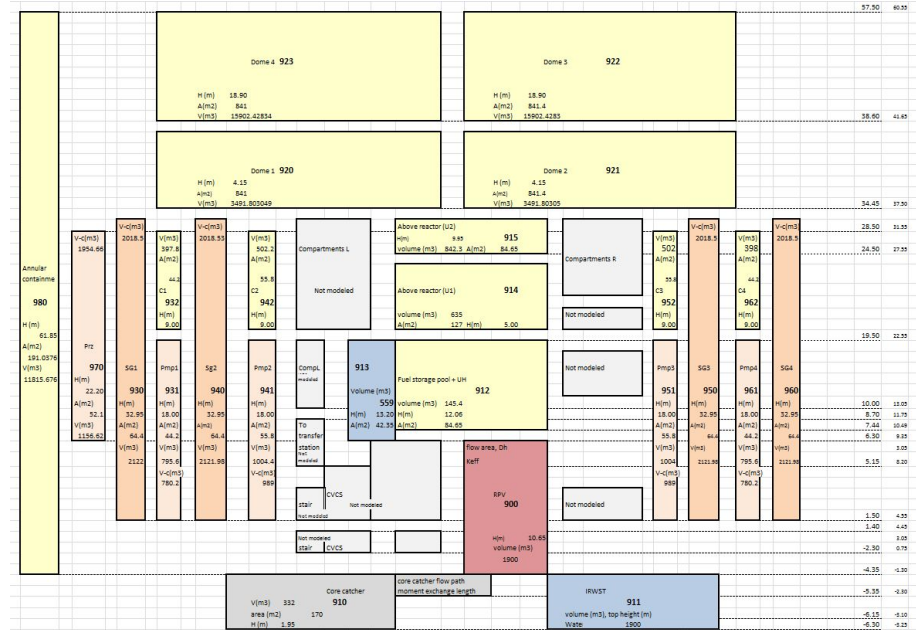
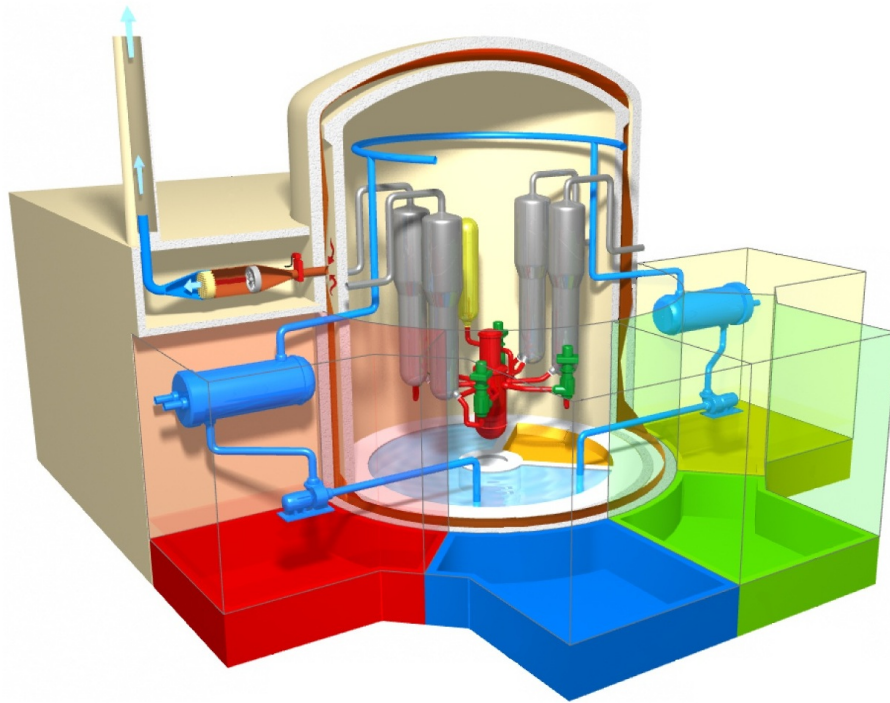
- Many complex structures
- Loops are identical but concrete walls around the loops are different
- Difficulties in determination of correct flowpaths, materials used in the containment.



SECTION 6.2.6 - FIGURE 3
Top view of pit transfer channel and core catcher. Illustrating melt spreading (red) and water flow into the central supply duct (blue) (dimensions are not binding for execution)

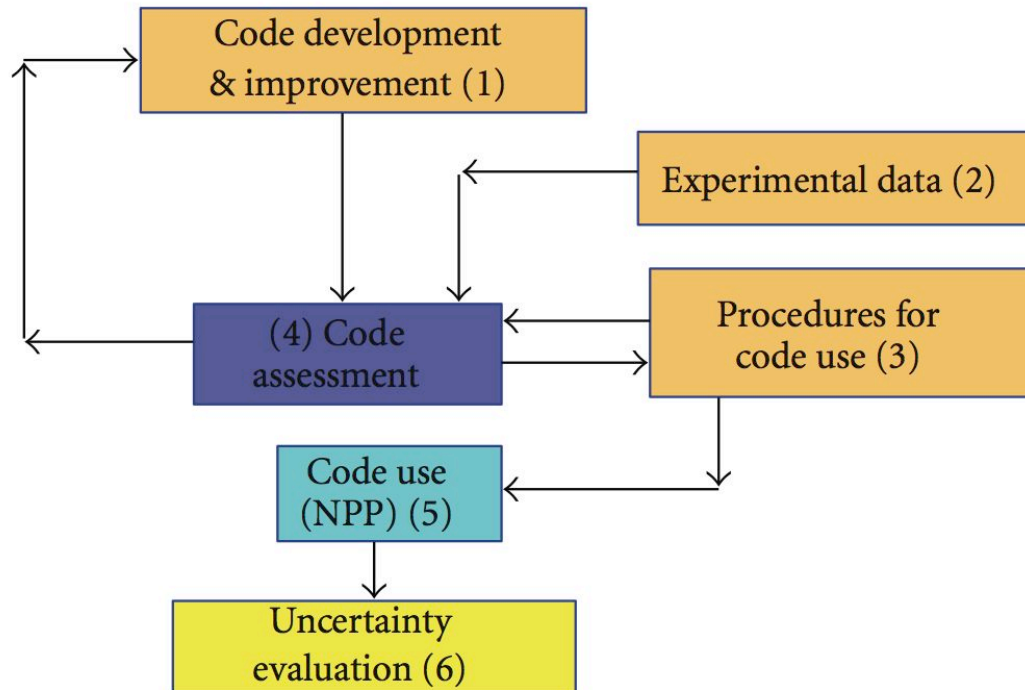


Conversion from 3D → 2D



Conversion from 3D dimension model to 2D.

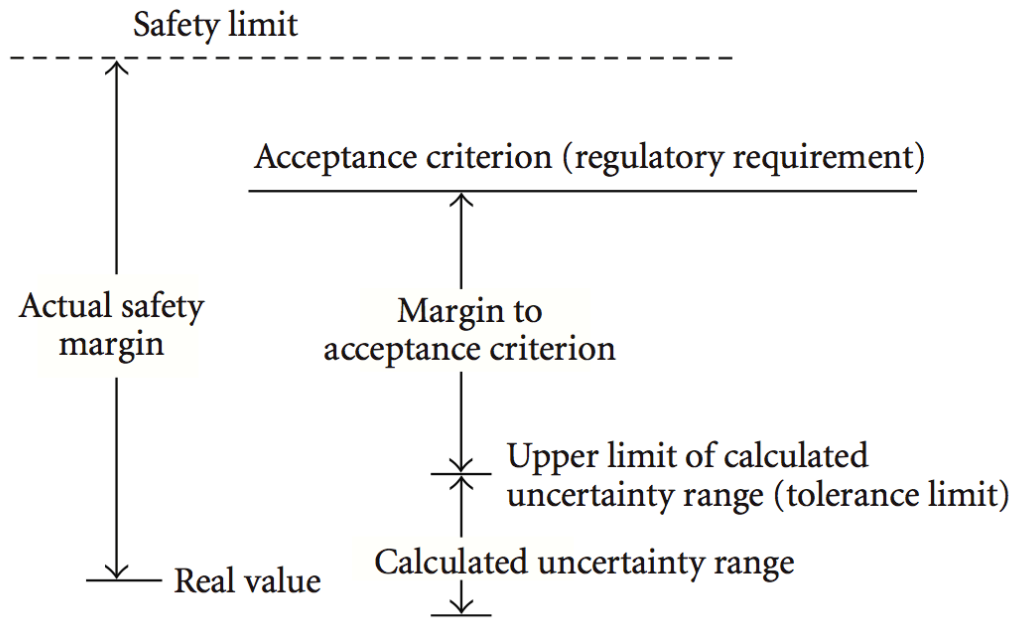
Application of T/H code.



A consistent application (development, qualification and application) of a thermalhydraulic system code.

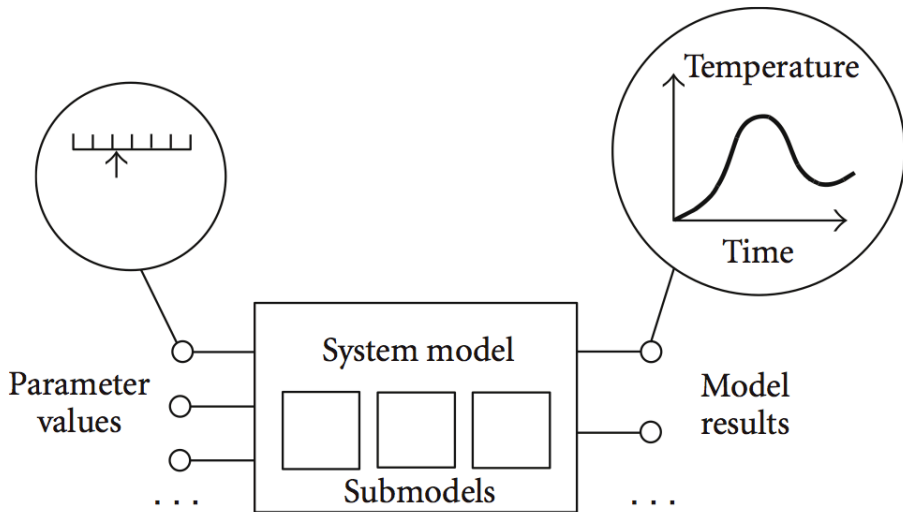
Ref. Petruzzi, A., & D'Auria, F. (2008). Thermal-Hydraulic System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedures. Science and Technology of Nuclear Installations, 2008(3), 1–16. doi:10.1155/2008/460795

Safety margin



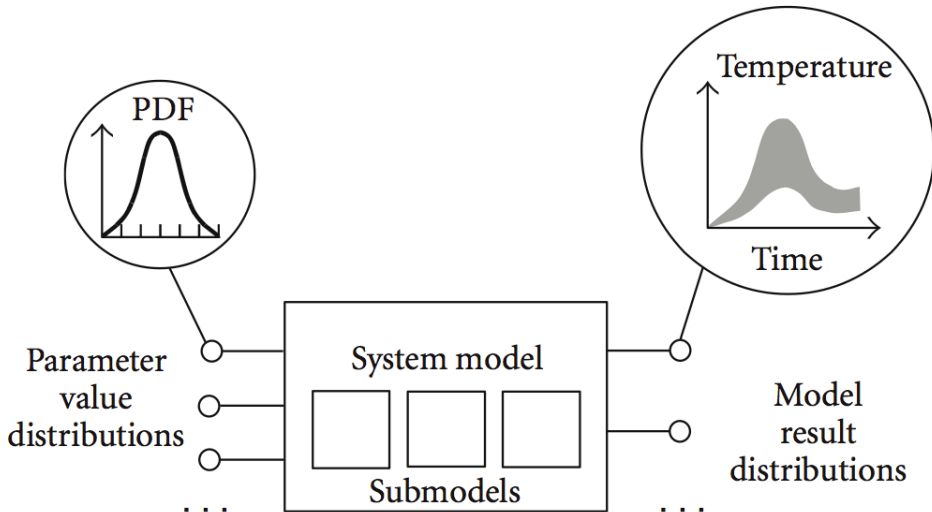
Margin illustration.

Ref. H. Glaeser, "GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications," Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2008, pp. 1-7, 2008.



Consideration of input parameter value ranges instead of discrete values in the GRS method.

Ref. H. Glaeser, "GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications," Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2008, pp. 1-7, 2008.



Selected parameters for uncertainty analysis.

Lp.	Parametr wejściowy	Wart. nominalna	Zakres	Rozkład	Literatura
Main T/H parameters					
1.	Reactor Power		+/- 2 – 5%	Normalny Gaussa	[1], <i>W.Baltyn</i> ,
2.	Core total mass flow		+/- 2%	Równomierny	<i>W.Baltyn</i> [1]
3.	Downcomer level		+/- 0.1 m	Równomierny	<i>W.Baltyn</i>
	Secondary side or downcomer level		+/- 0.1 m		[1]
4.	Containment pressure		+/- 15%	Równomierny	[2]
Core related parameters					
5.	Bypass flow rate		+/- 10%	Równomierny	[1], [3]
6.	Rod bundle wall friction		0,01 – 0,03	Triangular	[3]
7.	Peaking Factor		+/-5%	Normalny Gaussa	[2]
Fuel related parameters					
8.	Fuel Thermal Conductivity	[odczytać z modelu]	+/- 10% T _{fuel} <2000K +/- 20% QT _{fuel} >2000K	Normalny Gaussa	[4] [2]
9.	Fuel heat capacity		+/- 10%	Równomierny	<i>W.Baltyn</i>
10.	Clad heat capacity		+/- 3%	Równomierny	<i>W.Baltyn</i>
11.	Clad conductivity		+/- 5%	Równomierny	<i>W.Baltyn</i>
12.	Fuel Gas Gap Conductance		+/- 80%	Równomierny	[4]
13.	ANS decay Heat		+/- 6.6%	Normalny Gaussa	[4]
System related parameters					

Selected parameters for which an uncertainty analysis will be conducted.

Minimum number of calculations n for one-sided and two-sided statistical tolerance limits, Wilks' formula

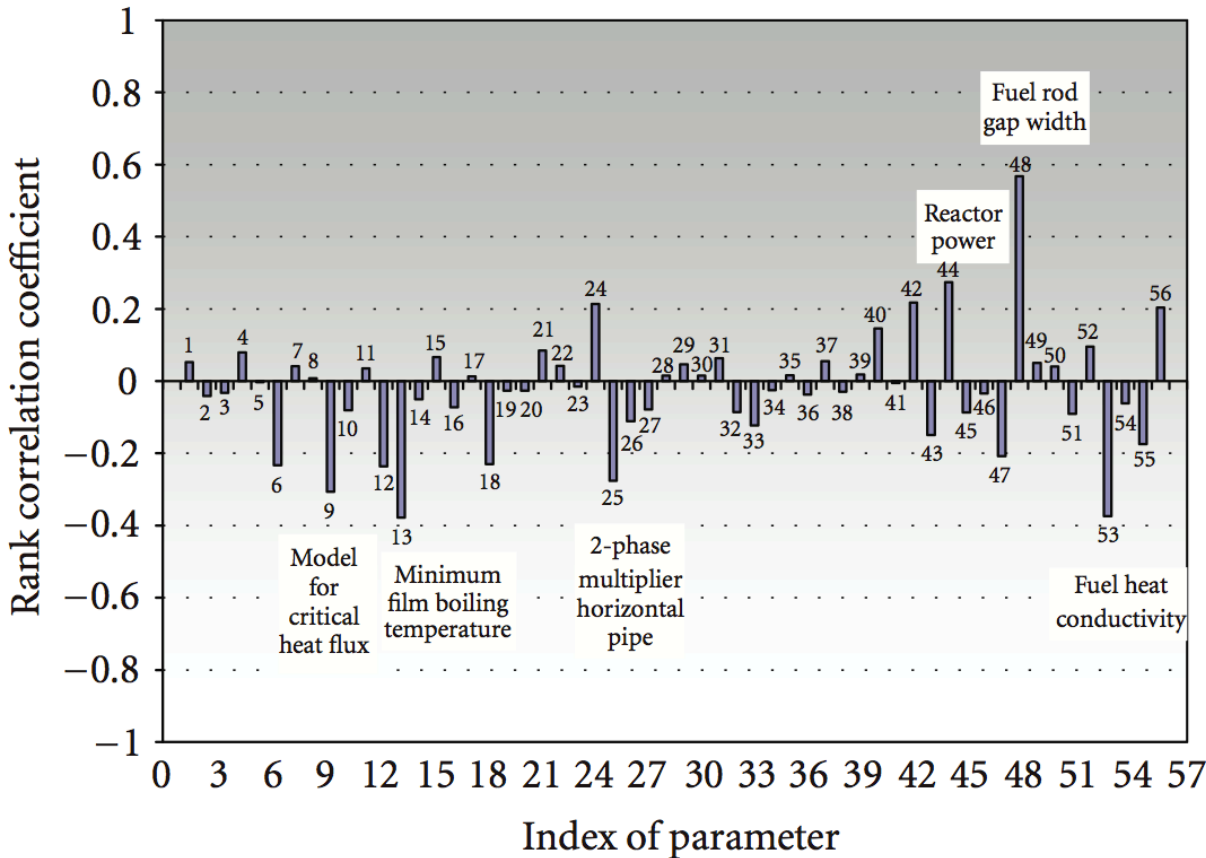
The required minimum number n of these calculation runs is given by Wilks' formula, for example, for one-sided tolerance limits:

$$1 - a^n \geq b,$$

where $b \times 100$ is the confidence level (%) that the maximum code result will not be exceeded with the probability $a \times 100$ (%) (percentile) of the corresponding output distribution, which is to be compared to the acceptance criterion. The confidence level is specified to account for the possible influence of the sampling error due to the fact that the statements are obtained from a random sample of limited size.

For two-sided statistical tolerance intervals, the formula is: $1 - a^n - n(1 - a)a^{n-1} \geq b$.

b/a	One-sided statistical tolerance limits			Two-sided statistical tolerance limits		
	0.90	0.95	0.99	0.90	0.95	0.99
0.90	22	45	230	38	77	388
0.95	29	59	299	46	93	473
0.99	44	90	459	64	130	662



Sensitivity measures of the blowdown PCT with respect to the selected 56 uncertain input parameters (rank correlation coefficient) for the reference reactor large break.

Spearman rank correlation coefficient is used as sensitivity measure.

Ref. H. Glaeser, "GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications," Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2008, pp. 1–7, 2008.

SARWUT Project – Next steps

- Safety Analysis to be conducted according to the Protocol to the agreement between PAA-WUT:
 - » Safety Analysis in case of heat removal disturbances concerning following initiating events:
 - (a) Small break loss of coolant accident (SBLOCA) and large break loss of coolant accident (LBLOCA)
 - (b) Flow decrease in the primary loop with the sensitivity analysis
 - (c) Increase or decrease of heat removal in disturbances of secondary coolant loop (only for PWRs)
 - » Safety Analysis in case of severe accidents concerning following initiating events:
 - » (a) Loss of all systems that can remove decay heat
 - » (b) Loss of coolant accident connected with the loss of all emergency core cooling systems
 - » **(c) Extended station blackout**
- Sensitivity and uncertainty analysis
- Dose estimation at the boundary of the NPP

Dziękuję za uwagę.